

本資料は 年 月 日付けで登録区分、
変更する。

2001. 6. -6

[技術情報室]

社内一般

高レベル放射性廃棄物の地層処分システム に関する各国の現状

1990年2月

動力炉・核燃料開発事業団
東海事業所

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

で

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2001



高レベル放射性廃棄物の地層処分システム に関する各国の現状

報告者 藤田 朝雄

要 旨

本報は、地層処分の研究を積極的に進めている諸外国（アメリカ、イギリス、フランス、西ドイツ、カナダ、スウェーデン、スイス、ベルギー）の基本計画や、基準・指針、地層処分の概念、処分場の仕様、地下研究施設等の地層処分システムの現状を我が国の地層処分システムの研究開発を行っていくうえでの参考資料としてまとめたものである。

目 次

1. はじめに	1
2. 各国の地層処分の体制・核燃料サイクルの基本政策・基本概念	2
3. 各国の地層処分の概念	11
3.1 地層処分の概念	11
3.2 安全に対する考え方	15
4. 各国の処分場の仕様と特徴	18
4.1 サイト条件	18
4.2 処分場の仕様	25
5. 各国の地下研究施設の現状	36
6. 地層処分に関する法律，基準，指針等	40
6.1 IAEAの基準	40
6.2 各国の地層処分に関する法律，基準，指針等	46
7. 謝 辞	60
8. 参考文献	61

1. はじめに

近年、高レベル放射性廃棄物の処理・処分は、核燃料サイクルにおいて重要な問題であり、各国で活発に研究が行なわれている。特に処分に関しては、その方法の一つである地層処分が注目され、21世紀にかけて今後いっそう研究・開発が進むものと思われる。

本報は、地層処分の研究を積極的に進めている諸外国（アメリカ、イギリス、フランス、西ドイツ、カナダ、スウェーデン、スイス、ベルギー）の高レベル放射性廃棄物の地層処分システムに関する現状をまとめ、我が国の地層処分システムの研究開発を行っていくための参考資料として作成したものである。本報では、具体的な処分システムや処分場の概念だけでなく、その根拠やその背景となる経緯についても述べた。

なお、本報は新入職員の研修テーマとしてまとめたものを追記、訂正したものであり、まだ不十分な点が少なくないが、今後も新しい情報等を入手し、訂正を加えていきたい。

2. 各国の地層処分の体制・核燃料サイクルの基本政策・基本概念

(1) アメリカ

アメリカは原子炉を111基保有し、10400万kWの出力を有しており、全発電量に占める割合は18% (1989) となっている*¹⁾。1955年当時、原子力委員会 (Atomic Energy Commission; AEC) からの要請で米国科学アカデミー (National Academy of Science; NAS) と米国研究評議会 (National Research Council; NRC) の合同諮問委員会が作成した報告書の中で、高レベル放射性廃棄物は岩塩層内に処分することが長期間の隔離上信頼性が高いと述べている*²⁾。また、1982年には核廃棄物政策法 (Nuclear Waste Policy Act) が制定され、陸地で深地層処分することが決まっている*³⁾。使用済燃料は再処理せず中間貯蔵し、その後地層処分する。1987年に議会で、核廃棄物政策改正法が成立し、ネバダ州ユッカマウンテンが候補サイトとして決定されている。1988年には、サイト特性調査に関する調査検討成果が公表され、地下水流の必ずしも好ましくない状態や、火山活動の比較的近年の存在等について明らかにされている*⁴⁾。

廃棄物の発生量は75000tで、キャニスタ30000本を予想している*⁵⁾ ⁶⁾。また、中間貯蔵に関しては、初期は電力会社の発電所敷地内で貯蔵するか、または、FIS (Federal Interim Storage; 敷地外貯蔵施設、貯蔵容量1900MTU) で貯蔵することになっている。その後は、政府が引き取りMRS (Monitored Retrievable Storage; 監視付回収可能貯蔵施設) による貯蔵を実施し、2003年以降に処分を開始することになっている。MRSの貯蔵方式は、使用済燃料をまとめてコンクリート内に貯蔵するコンクリートキャスク貯蔵方式と使用済燃料を一本ずつ地中に埋めて貯蔵するドライウェル貯蔵方式が提案されている*³⁾。受入率は3600t/年で、貯蔵期間は10年である。しかし、現在、MRSレビュー委員会では、処分場計画の遅れと見通し難から、FES (Federal Emergency Storage; 連邦政府緊急貯蔵施設、2000t) とUFIS (User Federal Interim Storage; 利用者出資一時貯蔵施設、5000t) を建設することになっている*⁶⁾。

処分の実施責任は連邦政府にあり、この任務を具体的に遂行する機関はアメリカエネルギー省 (Department of Energy; DOE) である。また規制機関として、実際の規制権限を有する原子力規制委員会 (Nuclear Regulatory Commission; NRC) と環境基準を策定す

る環境保護庁 (Environmental Protection Agency ; EPA) , その他地質調査所 (U. S. Geological of Survey ; USGS) 等が関与している*¹⁾*³⁾。

処分に関するスケジュールは、次のようになっている*⁷⁾。

1991年 地表試験

2001年 許認可申請

2001年 安全審査と建設

2010年 高レベル廃棄物受入れおよび定置

(2) イギリス

イギリスは原子炉を40基保有し、1500万kWの出力を有しており、全発電量に占める割合は18% (1989) となっている*¹⁾。バックエンド政策で「自国の原子炉から発生する使用済燃料は、Sellafieldで再処理し、ガラス固化した後中間貯蔵し、最終処分する。」と述べている*³⁾。処分方法としては、地下深層又は沿岸海底下への埋設*¹⁰⁾が挙げられている。また、1984年に今後50年間はガラス固化体を地表に貯蔵して、各国の技術進展を見守ることが決められ、現在、中・低レベル放射性廃棄物を中心に研究開発を行っている*⁷⁾。

廃棄物の発生量、1982年までで1000m³になっている*⁴⁾。また、使用済燃料はガラス固化するまで、プールで一時貯蔵する。現在、英国原子燃料公社 (British Nuclear Fuels plc. ; BNFL) のSellafieldと原子力公社 (United Kingdom Atomic Energy Authority ; UKAEA) のClounreayサイトに使用済燃料のまま貯蔵管理されている。固化後、これらの廃棄物は、50年間貯蔵しその後処分される*⁴⁾。

最終責任はエネルギー大臣にあり、廃液の貯蔵責任はBNFLとなっている。現在、処分実施機関については白紙であるが、BNFLが有力視されている*⁴⁾。

当初1990年までにサイト選定を行い、1995年に試験的処分を開始し、2005年に処分場の運転を開始する予定であったが、今後50年間は、各国の技術進展を見守るという方針のため明らかなスケジュールは無い*³⁾。

(3) フランス

フランスは原子炉を54基保有し、5300万kWの出力を有しており、全発電量に占める割合は70% (1989) となっている^{*1)}。使用済燃料は再処理後ガラスが固化され、その後中間貯蔵され深地層処分場で最終処分される。2010年までは高レベル放射性廃棄物の処分は行わないことが決まっている。

廃棄物の発生量は、2000年までで3000m³と推定されている^{*4)}。また、ガラス固化後マルクールの貯蔵センターで30年間ガラス固化体の状態で貯蔵される。将来についても中間貯蔵施設は容易に建設し得ると考えられている。

また、行政上の体制としては産業再編貿易省となっており、処分の実施機関は、放射性廃棄物管理機関 (Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs ; ANDRA) となっている。また、関連機関として、原子力施設安全本部 (Service Central de Surete des Installations Nucleaires ; SCSIN) やフランス原子力庁 (Commissariat a l'Energie Atomique ; CEA) が関与している^{*3)}。

処分に関するスケジュールは、次のようになっている^{*4)}。

1987年	4岩種選定
1991年	地下研究施設建設 候補地を1ヵ所にしぼる。
1998～2000年	建設
2000年	処分場運転 (高レベル放射性廃棄物は、2010年から処分)

(4) 西ドイツ

西ドイツは原子炉を22基保有し、2400万kWの出力を有しており、全発電量に占める割合は31% (1989) となっている^{*1)}。西ドイツでは高速炉計画が進まず、カールスルーエ原子力研究センターにある2つの再処理パイロット施設が近く閉鎖される可能性が出てきているので、現時点では将来的展望ははっきりしていない。法的には、原子力法が基本となっている。数ヵ所の候補サイトが設定され、廃棄物による放射線の影響が法律で定める基準値を超えないよう廃棄物を分類している。また、1983年「放射性廃棄物の最終貯蔵所に関する安全基準」の中で、地層の全般的な状況、貯蔵所の技術概念、放射性廃棄物の種類を考慮した安全解析の実施について説明している^{*3)}。

使用済燃料は再処理され、ガラス固化されることになっているが、使用済燃料のままの処分についても研究されている。発生量は、2000年までで965m³、キャニスタ6100本分と推定されている。中間貯蔵は、ゴアレーベンのキャスク貯蔵建屋に、数十年間貯蔵するものとし、容量420本合計1500MTとなる。現在、訴訟問題がおこっており、1988年現在、全く貯蔵されていない*4)。

実施体制としては、連邦物理工学院 (Physikalisch Technischen Bundesanstalt ; PTB) が中心となっている。また、関連機関として、ドイツ放射性廃棄物最終貯蔵施設建設・運転会社 (Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb Von Endlagern für Abfälle, mbH ; DBE), ゴアレーベンシャフト共同体等が関与している*3)。

処分に関するスケジュールは、次のようになっている*1)。

- 1992年 許認可手続き
- 1995年 処分場建設
- 2000年 処分場運転

(5) カナダ

カナダは原子炉を18基保有し、1300万kWの出力を有しており、全発電量に占める割合は15% (1989) となっている*1)。アメリカと同様、使用済燃料のまま処分することが考えられている。1978年にカナダ政府とオンタリオ州政府の間で策定された核燃料廃棄物処分計画 (Nuclear Fuel Management Program ; NFWMP) では、地層処分が最も現実性のある方法と結論づけている。また、1981年に核燃料廃棄物管理に関する、サイトを限定しない段階での10ヵ所の研究計画が政府により承認され、ナショナルプロジェクトとなった。それによると、次のような研究開発が課題となっている*3)。

- ① 廃棄物の貯蔵、輸送、不動態化処理および深成岩中への処分技術の開発と実証
- ② 処分サイト選定に必要な手法、技術の開発と実証
- ③ 処分概念についての環境安全面からの評価
- ④ 処分概念が公衆に受容される為の手法の開発

廃棄物の発生量は、5500t (現在プールで保管中) である。中間貯蔵はプールで5年以上貯蔵し、その後20~50年間コンクリートキャスクを使用して貯蔵する*4)。

実施体制としては、カナダ原子力公社 (Atomic Energy of Canada Ltd ; AECL) が中心機関となっている。また、関連機関として、オンタリオ hidro 電力会社、カナダ環境省、カナダエネルギー・鉱山・資源省 (Department of Energy, Mines and Resources ; EMR) 等が関与している^{*3)}。

処分に関するスケジュールは、次のようになっている^{*12)}。

～1991年 試層処分概念報告書作成

1993年 サイト選定作業開始

2000年 処分場運転

(6) スウェーデン

スウェーデンは原子炉を12基保有し、1000万kWの出力を有しており、全発電量に占める割合は45% (1989) となっている^{*1)}。人口当りのエネルギー消費量が多く、電力消費量に関しても世界的にみて最高の部類に入る。また、国民投票により2010年までに原子力発電所を停止することが決定している。使用済燃料は再処理せず、中間貯蔵の後に地層処分される。現在、サイト特性調査のための技術、方法、モデルの開発、試験等の検証に専念している^{*3)}。

使用済燃料の発生量は、6000tUで処分量はキャニスタ4400本分である。また、別の設計概念であるWP-CAVEでは1600tUで処分量はキャニスタ504本分である。中間貯蔵施設として、1985年CLAB (Central Storage Facility for Spent Fuel) が操業を開始した。貯蔵期間としては40年間、受入能力は3000t分とされているが、更に9000tまで拡張が可能といわれている。施設の設計寿命は60年となっている。

実施体制は、スウェーデン核燃料廃棄物管理会社 (Svensk Kärnbränslehantering AB ; SKB) が中心機関であり、その関連機関としては、国立放射線防護研究所 (Strålskyddskommission ; SSI) , 原子力監督局 (Statens Kärnkraftinspektion ; SKI) , 使用済燃料国家委員会 (Statens Kärnbränsle Nämnd ; SKN) 等が関与している^{*3)}。

処分に関するスケジュールは、次のとおりである^{*13)}。

1990年 候補地点の詳細な調査

1998年 サイト選定

2010年 処分場建設

2020年 処分場運転

(7) スイス

スイスは原子炉を5基保有し、300万kWの出力を有しており、全発電量に占める割合は38% (1989) となっている^{*1)}。また、唯一のエネルギー源である水力発電の開発が限界を迎えており、原子力の開発が不可欠になっている。1978年の原子力法では、放射性廃棄物の処理・処分は発生者の責任であり、安全な処分が行れない限り、新規の原子力発電は認められないとしている。1980年スイス連邦委員会、スイス連邦エネルギー省の“Regulatory Document R-21”では、処分について、「数年の内に閉鎖できる、次世代には影響を与えない、監視計測に頼らない、個人被曝線量 $<100\mu\text{Sv/year}$ 」という指針が示されている。また、「Project Gewähr 85」では、1985年時点の技術で総てのタイプの廃棄物を完全に処分しえることを示しており、高レベル放射性廃棄物は、スイス北部花崗岩層への深部地層処分を行うことが、工学的に可能であるとしている。また、処分場の建設は、1985年時点で可能であるとしている。2000年までは、原子力発電所の新規の開発を行わないことが政治的に決定されている。スイスでは、廃棄物発生量も多くなき国土も小さいため、独自の処分は経済的に見合わないかもしれないという考えがあり、フランスとの間でスイスの高レベル放射性廃棄物とフランスの低レベル放射性廃棄物のスワップも考えられてる^{*4)}。

使用済燃料は、海外へ委託して再処理され、ガラス固化される。発生量は、7860t、キャニスタ5895本である。中間貯蔵として、廃棄物の処理・貯蔵総合センターが、近年建設される予定である。候補サイトは、ヴェーリンゲンにある原子力研究所のアーレ対岸である。貯蔵期間は、再処理後40年間を考慮している^{*4)}。

スイスでは、1982年に電力6社および政府が出資してスイス放射性廃棄物管理共同組合 (Nationale Genossenschaft für die Lagerung Radioaktiver Abfälle; NAGRA) を設立し、処分場の建設・操業までの責任を持つことにしている。閉鎖後は政府が責任を持つ^{*3)}。

処分に関するスケジュールは、次のようになっている^{*14)}。

1991年 複数のサイト選定
 1996年 サイト特性調査
 2011年 処分場建設
 2020年 処分場運転

(8) ベルギー

ベルギーは原子炉を7基保有し、570万kWの出力を有しており、全発電量に占める割合は66% (1989)となっている^{*1)}。1985年に放射性廃棄物の管理に関する総合計画を示しており、高レベル放射性廃棄物は地層処分することを決定している。モル原子力研究所の地下に広がるブーム粘土層で原位置試験等の研究開発が行われており、ここは処分場の候補地ともなっている。これは、原子力施設敷地内に立地するため、PAの問題が少ないということと、ベルギーには地震がほとんど無いという利点からであるが、一方で隣接するオランダの反対がある。

使用済燃料は、国内での再処理と国外へ委託しての再処理が行われ、その後ガラス固化される。発生量は、900m³で0.15m³のキャニスタ6000本分に相当する。国内のPAMERAプラントから出てくるガラス固化体の貯蔵は、ベルゴプロセス・サイトになっており、既に操業中である。また、フランスCogemaから出てくるガラス固化体を貯蔵するのは、ベルゴニュークリア・サイトである。建設は、1990～1992年中頃にかけての予定である。貯蔵期間は、50年間又は30年を考慮している^{*4)}。

ベルギーでは、核燃料廃棄物管理機関 (Organisme National des Déchets Radioactifs et des Matières Fissiles ; ONDRAP) が中心機関である^{*2)}。

処分に関するスケジュールは、次のようになっている^{*5)}。

1991年 サイトの暫定的選定
 2010年 サイトの決定
 2025年 処分場運転 (早くても)

以上の比較をTable-2.1にまとめる。また、各国のスケジュールの比較をFig.-2.1にまとめる。

Table-2.1 各国の地層処分の体制・核燃料サイクルの基本政策・基本概念

項目	アメリカ	イギリス	フランス	西ドイツ	カナダ	スウェーデン	スイス	ベルギー
原子炉の数	111基	40基	54基	22基	18基	12基	5基	7基
発電量	10400万Kw	1500万Kw	5300万Kw	2400万Kw	1300万Kw	1000万Kw	300万Kw	570万Kw
割合	18% (1989)	18% (1989)	70% (1989)	31% (1989)	15% (1989)	45% (1989)	38% (1989)	67% (1989)
再処理する	×	○	○	△*1	×	×	△*2	△
廃棄物形態	使用済燃料	ガラス固化体	ガラス固化体	ガラス固化体 使用済燃料	使用済燃料	使用済燃料	ガラス固化体	ガラス固化体
発生量	75000t	1000m ³ (1982年)*3	3000m ³ (2000年)*3	965m ³ (2000年)*3	5500t	6000tu	7860t	900m ³ *3
中間貯蔵期間	10年	50年	30年	数十年	20~50年	40年	40年	50or30年
処分場候補地層	凝灰岩 (ユッカマウンテン)	深地層又は沿岸海洋底下又は海洋底下	花崗岩, 岩塩頁岩, 片岩, 玄武岩	岩塩 (ゴアレーベン)	花崗岩	花崗岩	花崗岩	ブーム粘土層 (モル)
実施体制	DOE 関連機関 NRC, BPA, USGS	処分実施体については白紙だがBNFLが有力	ANDRA 関連機関 SCSIN, CEA	PTB 関連機関 DBE, ゴアレーベンシャフト 共同体	AECL 関連機関 ワタリオハイドロ電力会社, カダ環境省, EMR	SKB 関連機関 SSI, SKI, SKN	NAGRA	ONDRAF
その他		中・低レベル廃棄物も深地層で, 処分され, この方を先に研究開発している	1990年には, 原子力発電所は, 58基73%	使用済燃料の直接処分についても研究開発を行う		国民投票により2010年で原子力発電所の供用停止を決定	廃棄物発生量は少なく, 国土も小さいため, 廃棄物のスワップを考慮している。	隣接するオランダの反対がある。地震がほとんど無い。

*1 他国で委託再処理と, 自国での再処理の予定であったが, 流動的

*2 他国で再処理

*3 高レベル放射性廃液

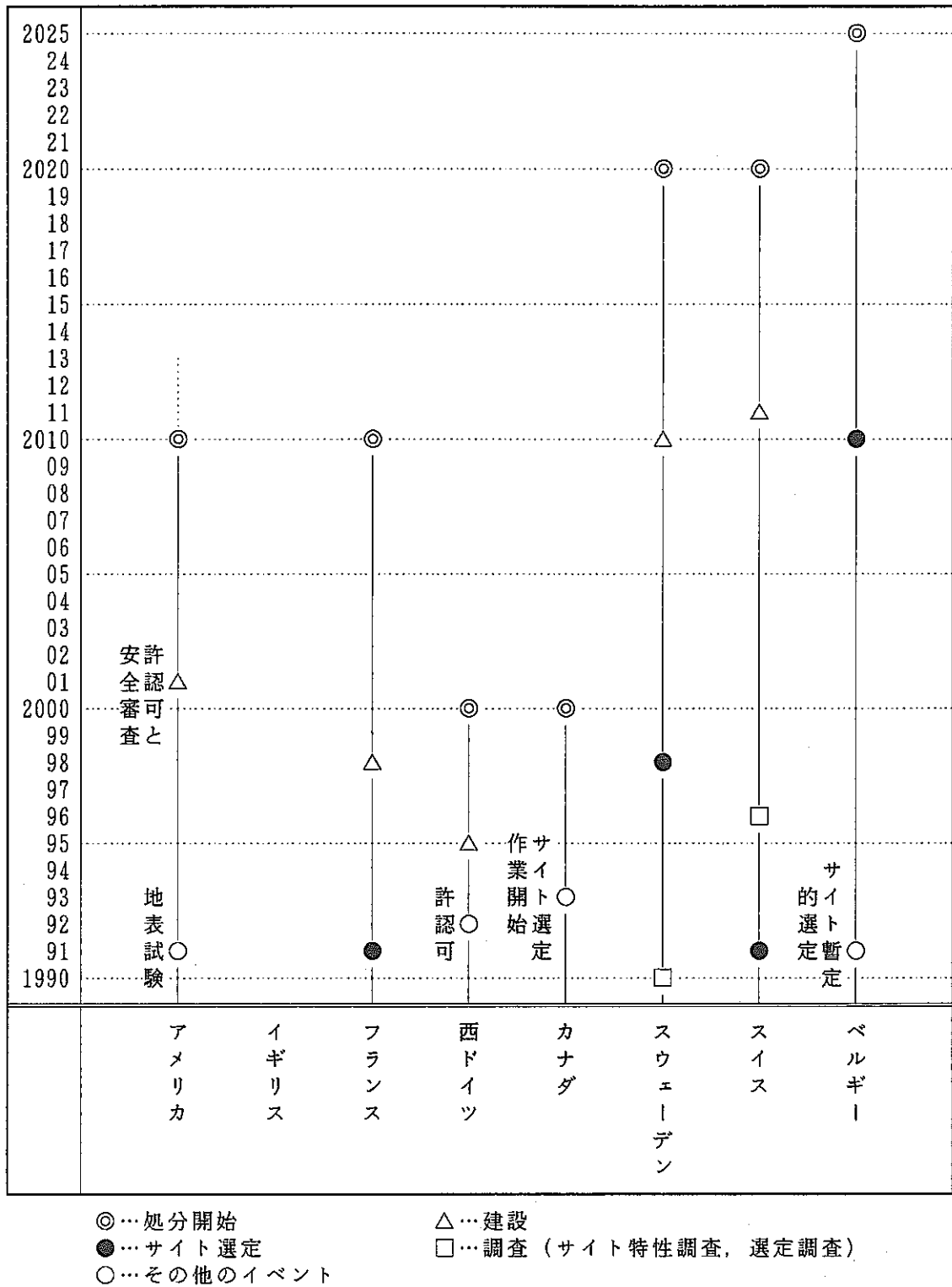


Fig. -2.1 各国のタイムスケジュール

3. 各国の地層処分の概念

3.1 地層処分の概念

(1) アメリカ*5)*6)

アメリカでは、オーバーパックや緩衝材は使用せず、人工バリアとしてはキャニスターのみである。材質は、ステンレススチールで、厚さは10cm（PWR使用済燃料用）である。これは、廃棄物からの熱と放射能が高い初期に、廃棄物をほぼ完全に閉じ込めることができるように設計されている。容器と母岩とのエアギャップは、放射性核種の放出率を制限する性能を高めるように保たれる。廃棄体は、工学バリアシステムからの放射率を制限する性能を高めるように保たれる。廃棄体は、工学バリアシステムからの放射性核種の放出を制限する補助バリアとなるようにする。

天然バリアの性能については、6.2 各国の試層処分に関する法律、基準、指針等の(1)アメリカで詳細に説明する。処分深度は、230～300mである。

(2) フランス*4)

フランスで考えられているキャニスターは、ステンレス鋼製である。天然バリアとなる地層については、現在4岩種について調査中である。処分深度は、500～1000mである。

(3) 西ドイツ*5)*11)

西ドイツでは、キャニスターの材質をステンレスに決定しており、厚さ0.5cm、高さ134cm、外径43cm、内径42cm、重さ473kg、崩壊熱720Wである。オーバーパックの概念は今のところ明確にはなっておらず、緩衝材は使用しないか又は多孔質のものを検討中である。天然バリアは、岩塩ドームであり、処分深度は1000mである。

(4) カナダ*5)*15)

カナダでは、使用済燃料をチタン製コンテナに封入する。その間隙にはガラスビーズを詰める。チタン製円筒コンテナの寸法は、直径633mm、長さ2246mm、厚さ

6.35mmである。これは、500年間の封じ込め性と1000m水圧に相当する10MPaで評価される耐圧から定められている。チタン製コンテナの外側には砂だけの層を敷き、その外側と処分孔の間に圧縮ベントナイトを詰める。圧縮ベントナイトは、過剰の膨潤圧を避けるために、比較的低下圧縮なものであり、その密度は、1.6~1.7g/cm³である。性能保障期間は10000年以上は必要としない。天然バリアに関しては、花崗岩を対象としている。これは、地下水の流量が少なく、また空隙率も少なく安定な岩盤であるためである。処分深度は、500~1000mである。

(5) スウェーデン^{*5)}*13)

スウェーデンでは、キャニスターの材質は、銅製であり、厚さ10cmである。これは、耐腐食性を100万年と耐圧15MPaを考慮しての厚さである。緩衝材の材質は、高圧縮ベントナイトであり、厚さ29cmである。ベントナイトの材質については、長期安定性、止水性、吸着性を考慮し、ベントナイトブロックどうしの間隔は、ベントナイトの粉末で充填する。天然バリアは、花崗岩で地下500mを考えており、透水係数は 10^{-11} m/s以下を条件にしている。

(6) スイス^{*5)}*14)

スイスの廃棄物形態は、ガラス固化体と使用済燃料の場合がある。ガラス固化体の場合のキャニスターの材質は、高耐久性スチール（COGEMA社仕様）である。また、使用済燃料の場合には銅製を考えており、厚さは5mmである。オーバーパックの材質は、鋳鉄GS40であり、厚さ250mm、重さ8.5t/本である。オーバーパックの材質については1000年は人工バリアとして核種を完全に封じ込めること、現有技術で生産できること、一体加工・耐熱性・水素脆性破壊を考慮している。また、オーバーパックは、緩衝材の大部分と周辺母岩が100℃以上にならないことを条件に考えられている。オーバーパックの厚さについては、ベントナイトの膨潤圧と岩圧30MPaに対して安全率を4として、200mmを設定し、腐食に対して1000年の腐食代を50mmと設定し、またハンドリング時の遮蔽も考慮して設定されている。緩衝材に関しては、材質に高圧縮ベントナイトブロックを考え、その厚さは1.5mである。緩衝材の材質については、岩盤に対

する長期安定性、止水性、核種の吸着性、金属に対する耐腐食環境、透気性を考慮している。緩衝材の厚さについては、ベントナイトが地下水で飽和する期間は数百年後であり、地下水がベントナイトを通過する時間は10万年であり、オーバーパックの沈下を10mm程度ということを考えている。天然バリアは、安定した花崗岩で地下1200mを考えており、透水係数としては $10^{-12} \sim 10^{-11}$ m/sを許容範囲と考えている。

(7) ベルギー^{*5)}

ベルギーでは、緩衝材、埋戻し材、シーリング材の研究を行っているが、放射性核種の放出に関しては天然バリアに大きく期待している。キャニスターの材質に関しては、ステンレス鋼である。天然バリアは、ブーム粘土で地下230mを考えている。この透水係数は $1.4 \times 10^{-10} \sim 4.7 \times 10^{-12}$ m/sであり、最大許容熱量は、 2.5 W/m^2 である。

以上の事項をTable-3.1にまとめる。

Table-3.1 地層処分の概念

項 目		アメリカ	イギリス	フランス	西ドイツ	カナダ	スウェーデン	スイス	ベルギー
キャニスター	使 用	○		○	○	○	○	○	○
	材 質	ステンレス鋼		ステンレス鋼	材質は、ドイツは、ドラックは、と様をイ合、ツン仕様の場合、ス中様の0.5cm、慮仕厚さ134cm、高さ43cm。	チタン	銅	スチールと鋼	ステンレス鋼
	サ イ ズ	厚さ10cm		直径50cm 高さ100cm		直径633mm, 長さ2246mm, 厚さ6.35mm	厚さ10cm	厚さ5mm	
	そ の 他					500年間の封じ込め性, 10MPaの耐圧	耐腐食を100万年, 耐圧を15MPaを考慮		
オーバーパック	使 用	×				×	×	×	○
	材 質	—			—	—	—	铸铁GS40	
	サ イ ズ	—			—	—	—	厚さ250mm 重さ8.5t	
	性 能	—			—	—	—	1000年間の封じ込め性の検討を考慮	
緩衝材	使 用	×		○	検討中	○	○	○	
	材 質	—				砂とベントナイト	ベントナイト	ベントナイト	
	性 能	—				性能は、遵守期間は、1.6万年以下、密度は、1.6~1.7g/cm ³	長期安定性, 着厚, 吸水性を考慮, 長さ29cm	長期安定性, 着厚, 吸水性を考慮, 長期耐腐食性を考慮	
天然バリア	処 分 場	深地層 (岩塩) (ユッカマウンテン)	深地層又は沿岸海洋底は	深地層	深地層 (岩塩) (ゴアレベ)	深地層 (花崗岩)	深地層 (花崗岩)	深地層 (花崗岩)	深地層 (ブーム粘土層)
	性 能	深度230~300m		深度500~1000m	深度1000m	深度500~1000m地下水と空隙率が少, 安定	深度500m透水係数は10 ⁻¹¹ m/s以下	深度1200m透水係数は10 ⁻¹² ~10 ⁻¹¹ m/s	深度230m透水性と熱条件を考慮

3.2 安全に対する考え方

(1) アメリカ^{*5)}

EPAが示した法的基準では、「特定された放射性核種が定められた放出限界を超えることがあってもその確率が十分小さければ許容され、処分システムが健全である限り、放出された放射性核種による影響は基準を超えることはない」と言っている。また、許容年間被曝線量は、0.25mSv以下である。再取り出しは、定置後50年以内を考えている。よって、全ての廃棄物パッケージを機械的に無傷で再取り出しできるように、処分場作業区域を設定する。また、モニタリングに関しては、閉鎖後100年間は地下水の流れをモニタリングすることになっている。

(2) フランス^{*5)*11)}

フランスでは、ICRP-46基本原則に従うものとされている。ICRP-46ではクリティカルグループに属する個人に対する予想される許容年間被曝線量は、1mSv以下にするべきであるとしている。評価はリスクアセスメントによる。

(3) 西ドイツ^{*5)*11)}

西ドイツでは、廃棄物から放出される放射性核種から人間の健康と環境を保護することを保証しなければならないとしている。また、許容年間被曝線量は、0.3mSv以下である。現在のところ再取り出しの予定は無く、モニタリングも不要としている。

(4) カナダ^{*5)*12)}

カナダでは、処分による被曝線量が自然線量を超える確率を十分小さくすることを要求している。安全目標として、①将来への負担を小さくする、②環境を防護する、③人間の健康を守ることを挙げている。リスクは 10^{-6} /year以下としている。また、10000年間の実証性を確保し、処分後100万年間の最大被曝線量の検討を行っている。再取り出しに関して設計上の要求はないが、閉鎖前、操業中の再取り出しは、その可能性を概念の中に入れることになっている。モニタリングは、技術的には可能であるが不要と考えている。

(5) スウェーデン^{*5)}*13)

スウェーデンでは、①放射線防護として非常に高いレベルの長期安全性が要求され、許容年間被曝線量は、 $100\mu\text{Sv}$ 以下である。②将来の世代に対する負担を避けることを要求している。つまり、処分場の長期の安全性は、モニタリングや監視に頼らず、また処分場閉鎖後の救済処置を必要としないことである。③全体の処分システムの長期の安全性は、多数の独立したバリアに基づくものとして、全体の安全性がバリアのうちの一つの欠陥によって危険となることが無いことを要求している。これは、バリア相互の安全機能を注意深く評価することを意味している。また、再取り出しは考慮しないが、設計上80年間の再取り出しは可能としている。モニタリングは考慮していない。

(6) スイス^{*5)}*14)

スイスでは、ガイドラインR-21で、処分場はいかなる時でも数年のうちに閉鎖でき、その安全性は監視計測に頼らないことを目標としている。許容年間被曝線量は、 0.1mSv 以下（自然線量の1/10）である。再取り出しに関しては、最終的な安全が確保できるのであれば、不要としている。モニタリングは、考慮していない。

(7) ベルギー^{*5)}

ベルギーは、ICRP46に従うこととされている。また、再取り出しもモニタリングも考慮していない。

以上の事項をTable-3.2にまとめる。

Table-3.2 安全に対する考え方の比較

項 目	アメリカ	イギリス	フランス	西ドイツ	カナダ	スウェーデン	スイス	ベルギー
年間被曝線量	0.25mSV以下	—	1mSV以下	0.3mSV以下	—	100mSV以下	0.1mSV以下	1mSV以下
再取り出し 考慮	○	—	—	×	△	×	×	×
モニタリング (期間)	○ (閉鎖後100 年間)	—	—	×	×	×	×	×
そ の 他					リスクは、 10^{-6} /year。再取 り出しは可能 性を考慮。モ ニタリングは 技術的可能	設計上80年間 の再取り出し は、可能		

- ・・・考慮する
△・・・可能性を考慮する
×・・・考慮しない

4. 各国の処分場の仕様と特徴

4.1 サイト条件

(1) アメリカ

アメリカでは、1987年に処分場の第一候補サイトとしてネバダ州ユッカマウンテンを選定している（Fig.-4.1）。その主な理由は次の通りである。

- ① ネバダ州南部では、地下水は地表水が流入する多くの河川には放出されない。
- ② サイトには、廃棄物の隔離に好適な（放射性核種の移行を遅延させる）地球化学的特性をもつ岩石が多い。
- ③ 処分場予定地と地下放出地点との間の地下水流路が長い。
- ④ 乾燥地域であるため、地下水の供給量がきわめて低く、従って移動地下水量も、特に不飽和岩石中では極めて少ない。



Fig.-4.1 アメリカ、ユッカマウンテンサイト

(2) イギリス*4)

イギリスでは、サイト条件として次のような事項を考慮している。①内陸盆地、②海に向かって傾斜し沖で沈降している場合、③堆積物下の低透水性の基盤岩、④凹凸の少ない地下水盆を作っている硬石、⑤小島である。

(3) フランス*4)

フランスでは現在、花崗岩、岩塩、頁岩、片岩、玄武岩を対象岩盤として検討中である (Fig.-4.2)。また、基本的考えとして、①フランスの山岳地帯は処分場として適さない (地下水が多すぎる) ので、候補地の対象から外すべきである。②処分場は今後10万年間に複数回の地震および一回から二回の氷河期が来ることを想定して考慮すべきである。③処分場は最低地下150~200m、最大1000mの深さに設置すべきである。④処分場は10万年にわたり、妥当な範囲で安全であるべきであるとしている。

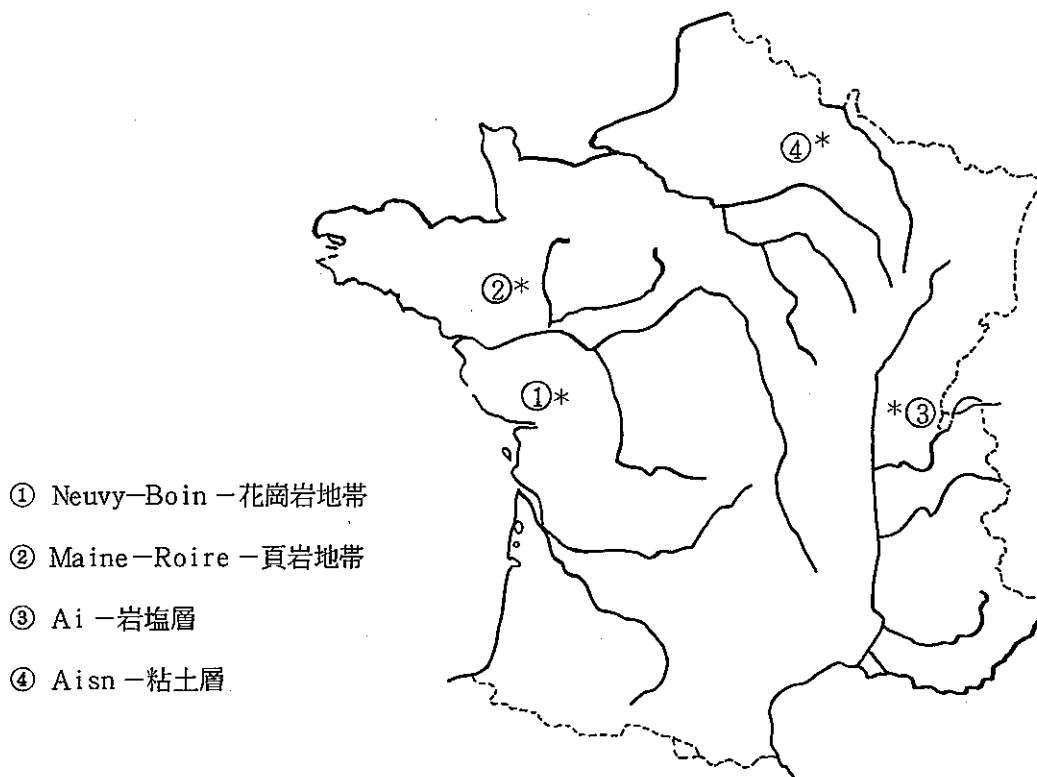


Fig.-4.2 フランスにおける処分場候補地域

サイトについてのスケジュールは次の通りである。

1988年～1990年	3年間に亘り4ヵ所の候補地について精査作業を実施。 ①Neuvy-Boin-花崗岩地帯 ②Maine-Roire-頁岩地帯 ③Ai-岩塩層 ④Aish-粘土層
1991年	候補地を一ヵ所に絞り、政府の承認取り付け作業実施
1992～1994年	深層実験施設の建設
1994年	深層実験施設運開
1994～1997年	深層実験施設にてR&Dを実施
1998年	処分場建設について、政府の承認取り付け作業実施
1998～2000年	処分場の建設（処分場は実験施設が設けられる場所に造られる可能性が高く、その場合、処分場の建設は比較的容易に出来る。）
2000年	α廃棄物や長寿命放射性同位体を含んだ廃棄物の受け取り開始
2010年	多くの核分裂生成物やα線を放射する放射性核種を含んだ廃棄物の受け取り開始

(4) 西ドイツ^{*4)}

西ドイツでは、処分場として岩塩を選択している。その有利な点、および処分場候補地となっているゴアレーベンの特性は次の通りである（Fig.-4.3）。

- ① 岩塩自体の熱伝導率が大きいため、発熱性の廃棄物を処分した場合の除熱に有利であり、廃棄物の温度を低く保ち廃棄物の物性の劣化を抑制できる可能性が大きい。
- ② 水溶性の岩塩が現在まで残っていたことは、岩塩層が地下水から隔離されたと理解できる。
- ③ 岩塩は可塑性があり、割れ目が出来にくい。
- ④ 近傍に有用な鉱床等が存在しない。
- ⑤ 過去に鉱山活動を受けていない。

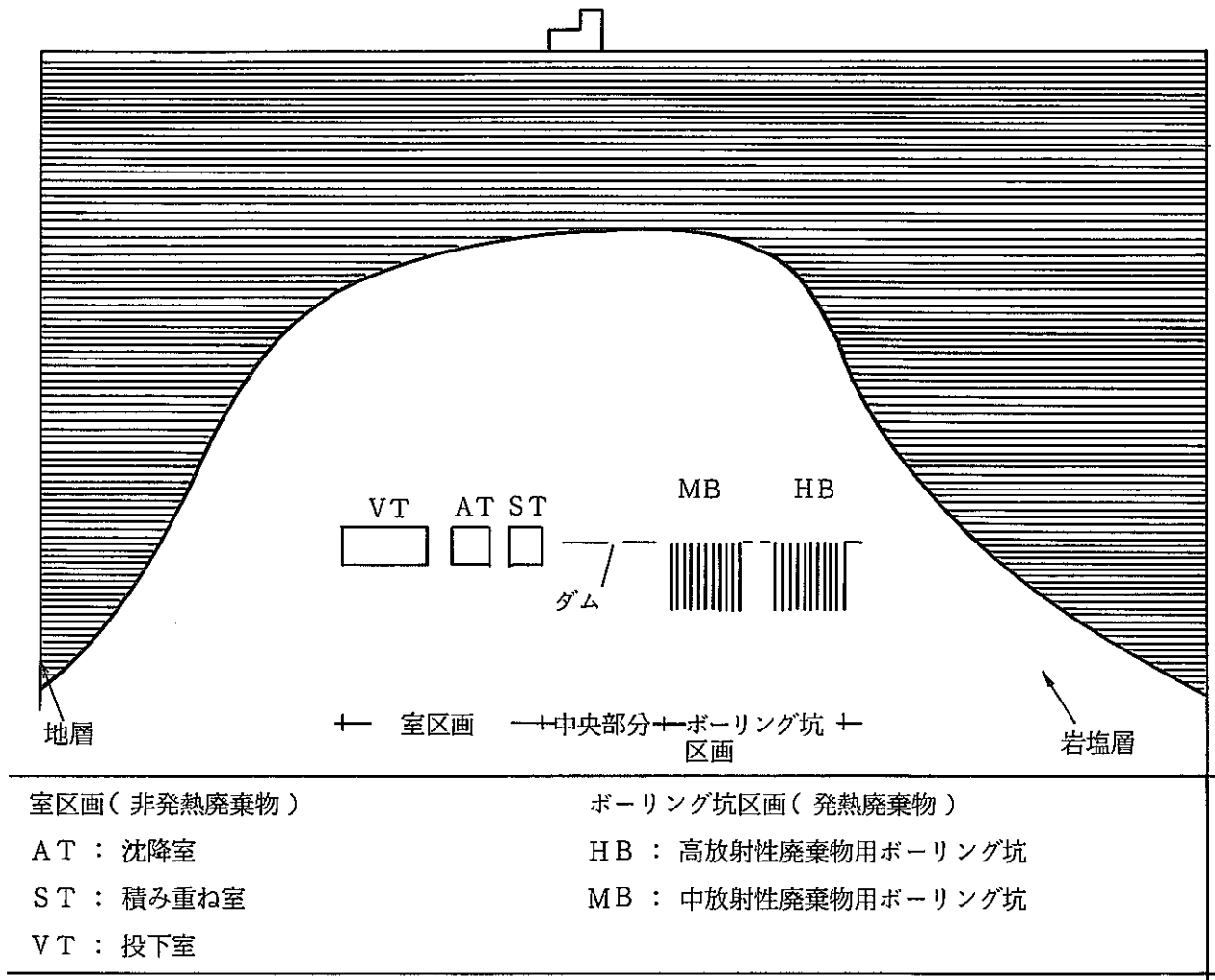


Fig.-4.3 西ドイツ, ゴアレーベンの岩塩ドームの概念図

(5) カナダ

カナダでは, 次のような基本的考えを持っている。①母岩の大きさは処分場が深地下に確保でき, 地質学的不連続面から十分離れるように広くなければならない。②母岩とその周辺地層は放射性物質の移動と放出を著しく遅延させる特性を持っていないければならない。③母岩やその周辺の地層は, 著しい構造変形や破損等を引き起こすような応力に耐えなければならぬ。④処分サイトは地質的に安定でその状態が保たれる領域に選ぶべきである。⑤母岩は天然資源として開発される可能性の少ない所を選ぶべきである。

(6) スウェーデン

スウェーデンの結晶質母岩は地質的に非常に安全であり、数百mの深さの所で今後数百万年は大きな変化は予測されない。サイトでの研究や処分場に適したサイトが数ヵ所あることが認められている。スケジュールとしては、1990年代中頃までに2つの候補地を選定し、1990年代に2つの候補地についてサイト特性を詳細に調査し、最終的なサイトの選択に関する許認可の根拠となる予備安全報告書を今世紀中に作成することになっている。

(7) スイス

スイスでは、地殻変動、地震の影響が小さい地域や火山が無い地域をサイトとして選定することとしている。また、透水係数が最小となる深度を設定(10^{-12} m/s)しなければならないとしている。利用可能性として、スイス北部の丘陵地帯が挙げられている。この地帯の河川の流末は、ライン川であり、この地帯には深度300~1500mに広がる花崗岩が存在している。

(8) ベルギー

ベルギーの地層は、非常に安定しており地震が少ないので、収着特性の良好なブーム粘土層を利用することとしている。原子力研究センターの敷地内であり、その水平的広がりが5000km²、厚さ100mのブーム粘土層が地表面下180mに位置する。また、ブーム粘土層への処分に関する性能評価の結果、個人被曝線量はバックグラウンドの放射線によるものよりも数オーダー低いことが示されている (Fig.-4.4)。

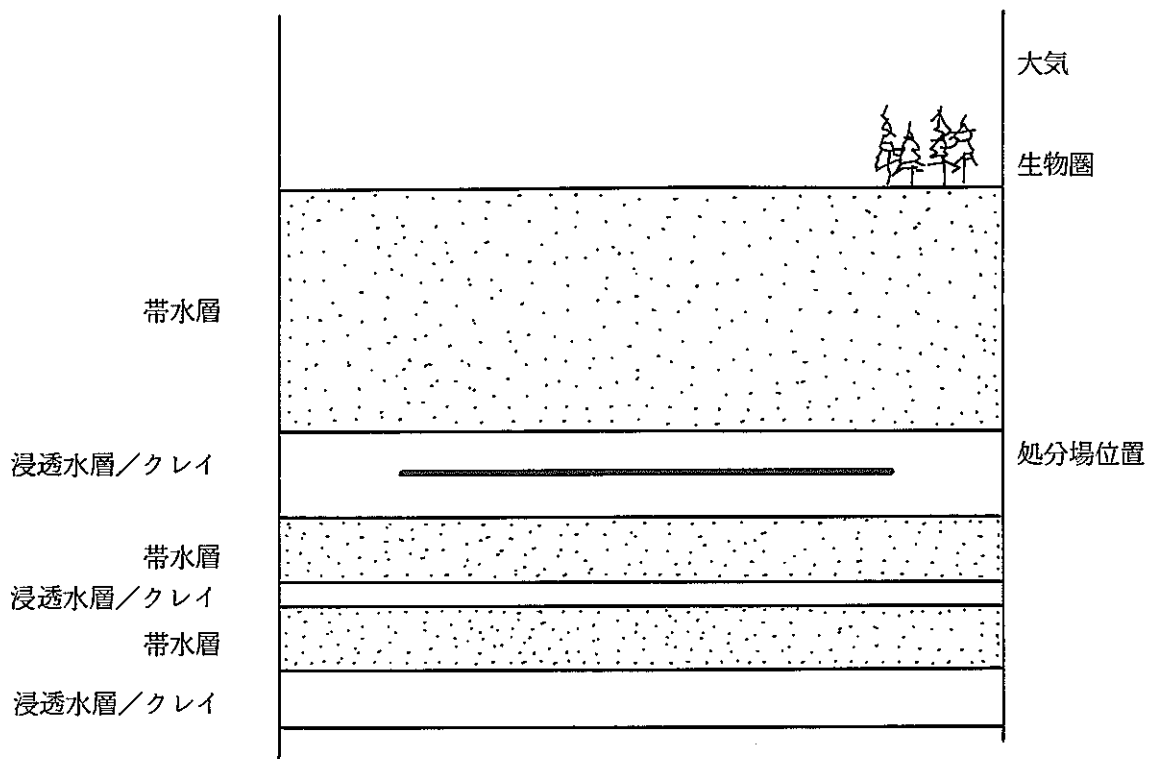


Fig.-4.4 ベルギーのブーム粘土層の概念図

以上の事項の比較をTable-4.1 にまとめる。

Table-4.1 サイト条件に関する考え方の比較

項 目	アメリカ	イギリス	フランス	西ドイツ	カナダ	スウェーデン	スイス	ベルギー
サイト選定の ための考え方	<p>ネバダ州ユッカマウンテンにサイトが決した主な理由</p> <p>①地下水は一般河川に放出されない。 ②隔離に好適な地球化学的特性の岩石が多い。 ③地下水流の水路が長い。 ④移動地下水量が少ない。</p>	<p>次のような概念を考慮している。</p> <p>①内陸盆地 ②海に向かった傾斜で沖で沈降している場合 ③堆積物下で低い透水性の母岩 ④凹凸の少ない地下水盆を作っている硬岩 ⑤小島</p>	<p>・花崗岩, 岩塩, 頁岩, 片岩, 玄武岩を検討中 ・山岳地帯は処分場として不適 ・処分場は今後10万年間に地震および氷河期が来ることを想定 ・最低地下150~200, 最大1000mの深さに設置 ・処分場は100万年にわたり, 妥当な範囲で安全</p>	<p>・岩塩 (ゴアレーベン) の特性</p> <p>①岩塩自体の熱伝導率が大きい。 ②岩塩の残存は, 岩塩層が地下水から隔離されていたと理解 ③岩塩は可塑性で割れ目が出来にくい。 ④有用な鉱床等が存在しない。 ⑤過去に鉱山活動を受けていない</p>	<p>・母岩の大きさは広くとる。 ・母岩は放射性物質の移行と放出を著しく遅延させる特性を持つ ・母岩は破壊応力に耐える。 ・処分サイトは地質的に安定。 ・母岩は天然資源として開発されない。</p>	<p>・結晶質母岩は非常に安定 ・母岩は今後数百万年は安定 ・処分場に適したサイトが数ヶ所はある。 ・1990年代中頃までに2つの候補地を選定 ・1990年代に2つの候補地でサイト特性詳細調査 ・予備安全報告書を作成</p>	<p>・地殻変動, 地震の影響が小さい地域を選定 ・火山は避けなければならない。 ・透水係数最小の深度を設定 ・利用可能性としては, スイス北部の丘陵地帯 ・流末は, ライン川 (500m) ・深度300~1500mに広がる花崗岩</p>	<p>・地震は少ない。 ・収着特性の有効なブーム粘土層を利用 ・原子力研究センターの敷地内 ・水平的広がり5000km², 厚さ100m, 地表面下180m ・個人被曝線量はバックラウンドの放射線よりも数オーダー低い</p>

4.2 処分場の仕様

(1) アメリカ *5) *11)

施設の配置は、まず不連続面の方向を考慮して全体配置を決定し、主要な断層にまたがらないように柔軟な対応をする。各パネル単位(500×400m)を段違いに配置し、40パネルを計画している。立坑本数は廃棄物パッケージ定置エリアの換気と建設エリアの換気を区別するために4本としており、廃棄物パッケージの輸送、ずり処分用の直接アクセス可能な斜坑を2本設けている。立坑は直径3.7m～7.6mである。斜坑は矩形であり、幅6.1m、高さ4.6m、勾配10%以下となっている。主要坑道は、輸送、換気、作業の各機能ごとに分けて配置している。坑道の断面形状は矩形で、幅6.1m高さ3.7mとなっており、これはハンドリングの機能を考慮して決定されている。処分坑道は、①垂直処分方式の場合長さ450mでピッチ30mの場合と、②水平処分方式の場合長さ500mでピッチ420mの場合を考えている。また、配置に関しては、岩盤内の主要な不連続面の方向を考慮して横坑の方位を決定し、作業時の最高温度が50℃以下となるように、熱的な検討が行われている。処分坑道の断面形状としては、①垂直処分方式の場合幅6.1mで高さ6.7mの場合と、②水平処分方式の場合幅6.1m高さ3.7mの場合を考えている。処分孔の間隔は熱的条件より、1パッケージ/孔の場合は8.0mで、多パッケージ/孔の場合は36mを考えている。また、ハンドリング時のクリアランスを考え、①垂直処分方式の場合直径0.71mで長さ7.5mの場合と、②水平処分方式の場合直径0.8mで長さ200mの場合を考えている(Fig. -4.5)。

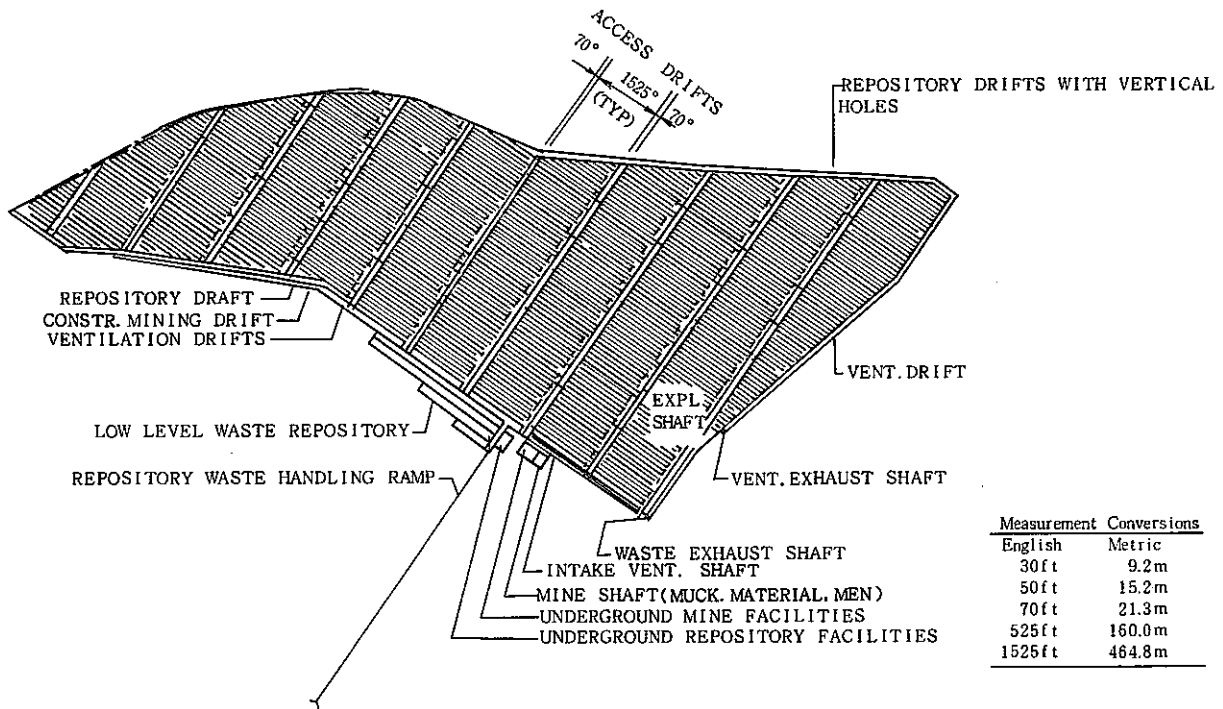
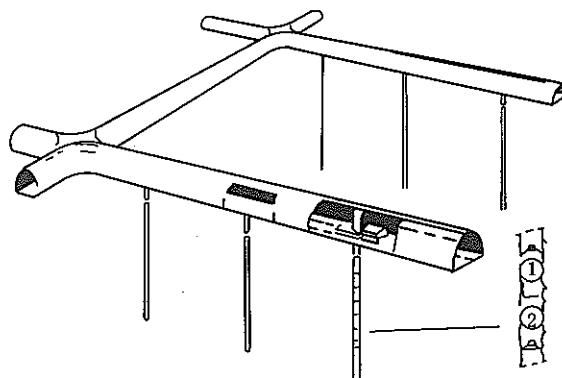


Fig.-4.5 アメリカ、ユッカマウンテンの処分場のレイアウト

(2) フランス¹⁷⁾

処分概念としては処分孔内の処分を考えている。処分孔内の廃棄物の上下間隔は、粘土、岩塩、花崗岩、片岩とも1.0mである。処分孔の間隔は、粘土と岩塩の場合20mで、花崗岩と片岩の場合は10mである。ハンドリング用の坑道間隔は、各岩とも80mとなっている (Fig.-4.6)。



- (1) Waste Canister
- (2) Buffer Material

Fig.-4.6 フランスの処分孔方式の概念図

(3) 西ドイツ*5)*18)

処分形態としては2通りの処分孔と坑道、1通りの処分孔のみの概念がある。施設の配置は、立坑を中心に一方で各種技術の実験場、もう一方で奥の方に高レベルガラス固化体、手前に中レベルセメント固化体の処分エリアというように考えている。立坑の本数は、吸気と岩塩ずり出し用と、排気と廃棄物搬入用の合計2本で、直径7.5mである。主要坑道の配置は、処分場の長辺方向に2本ずつとなっている(Fig.-4.7)。

(4) カナダ*5)*15)

廃棄物の定置は、垂直処分孔方式と坑道内処分方式の両案で検討中である。立坑の本数は、吸気、排気、サービス、ハンドリングの各機能を考慮し、合計3~4本となっている。また、主要坑道の配置は、廃棄物輸送用として外側に2本と、中央に主要坑道と、主要坑道に直角に緩衝材運搬用坑道を考慮している。処分坑道の形状は、馬蹄形を考慮しており、幅7.5m、高さ5.0mである。処分孔の間隔は、坑道断面方向に3列で1.5mであり、直径0.61m長さ4.7mである(Fig.-4.8)。

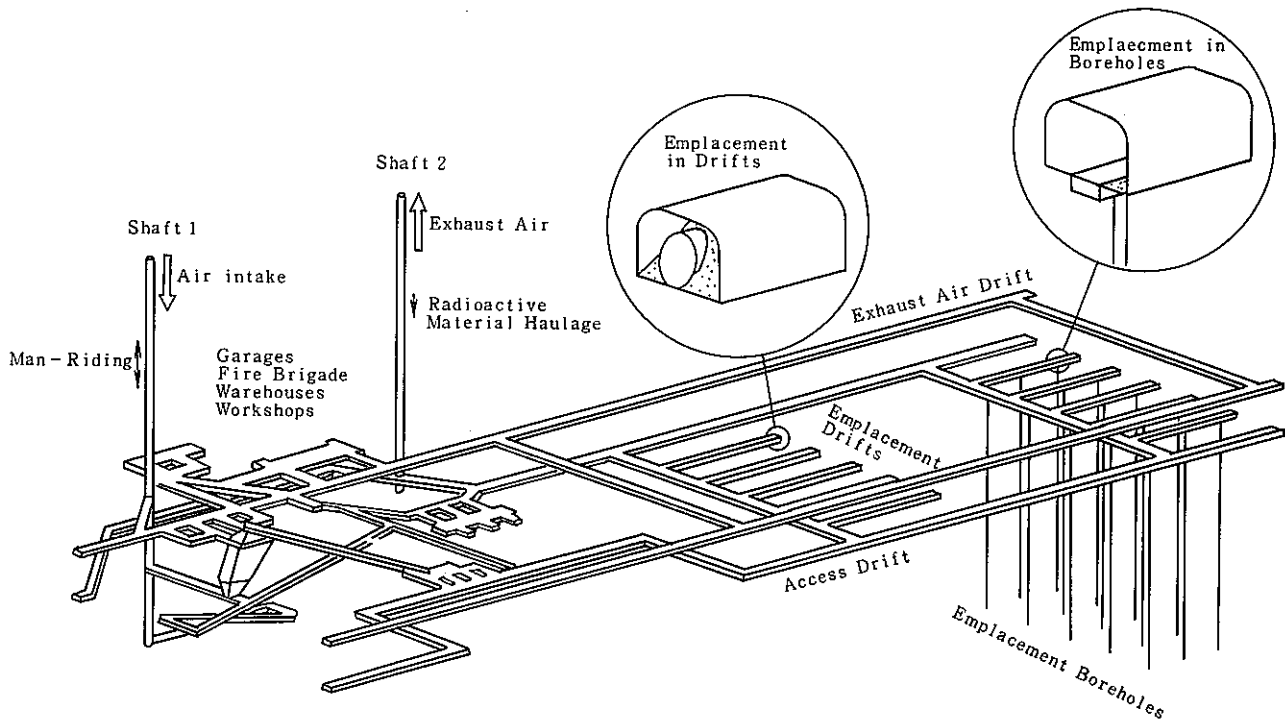
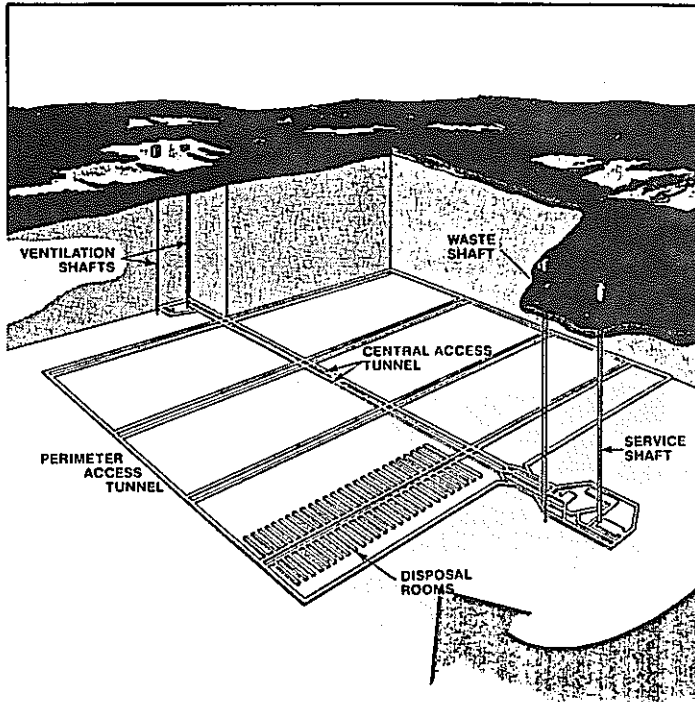


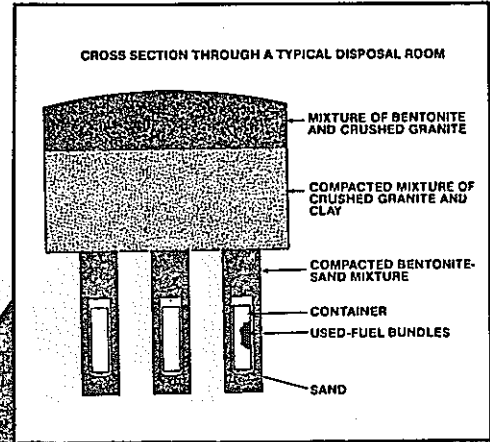
Fig.-4.7 西ドイツにおける処分孔と坑道内処分の概念図

(5) スウェーデン*5)*13)*19)

施設の配置は、破碎帯の透水係数によって区画割りを決め、透水係数が 10^{-9} m/s以上のゾーンから100m離し、 10^{-10} ~ 10^{-11} m/sのゾーンから25m離すことにしている。廃棄物の定置は垂直処分孔方式で、立坑の本数は、輸送、換気、サービス、非常用の各機能を考慮し、計4本となっている。主要坑道は、ハンドリング、換気を考慮して処分坑道の中央に1本とし、中央に主要坑道の配置を考えている。形状は、馬蹄形である。処分坑道の配置は、高圧縮ペントナイトの性能を維持するため100℃以下という熱的条件により坑道間隔は25mとしており、その形状としては発破による掘削のため、馬蹄形となっている。また、寸法は幅3.3m、高さ4.5mである。処分孔の間隔は、熱的条件により、6mであり、その寸法は直径1.5m、長さ7.5mとなっている (Fig.-4.9)。その他、全く違う処分場レイアウトであるWP-CAVEがある。これは、地下水流動を考慮した設計概念である (Fig.-4.10)。

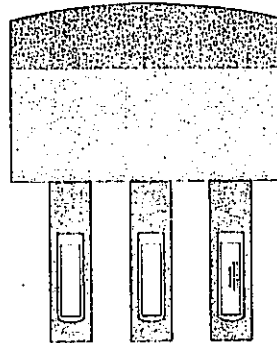


The Canadian concept for the permanent disposal of used fuel is to bury the used fuel containers 500 to 1000 metres deep in the stable rock of the Canadian Shield.



TIME IN YEARS

Barrier 1 USED FUEL



A number of metal tubes are welded together to make a fuel bundle.

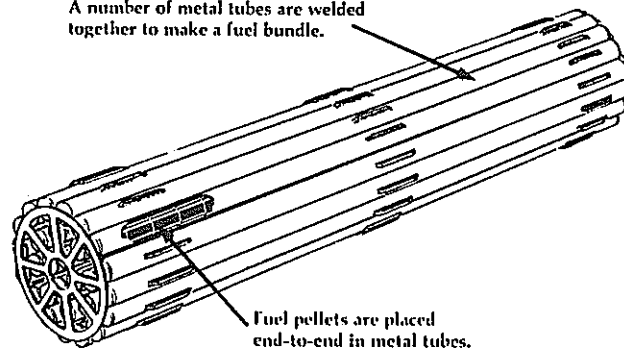
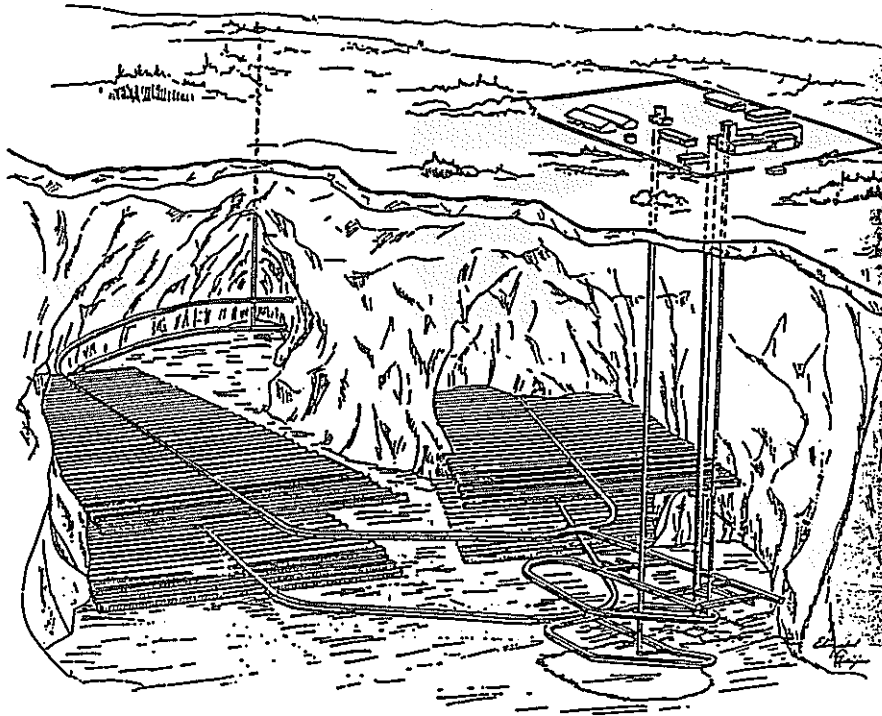
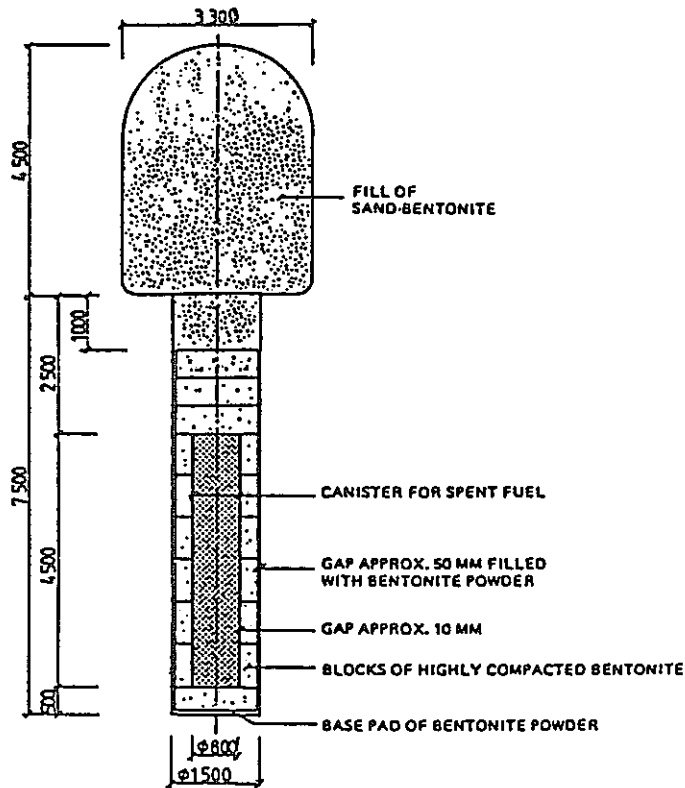


Fig. -4.8 カナダのレイアウトおよび処分方式

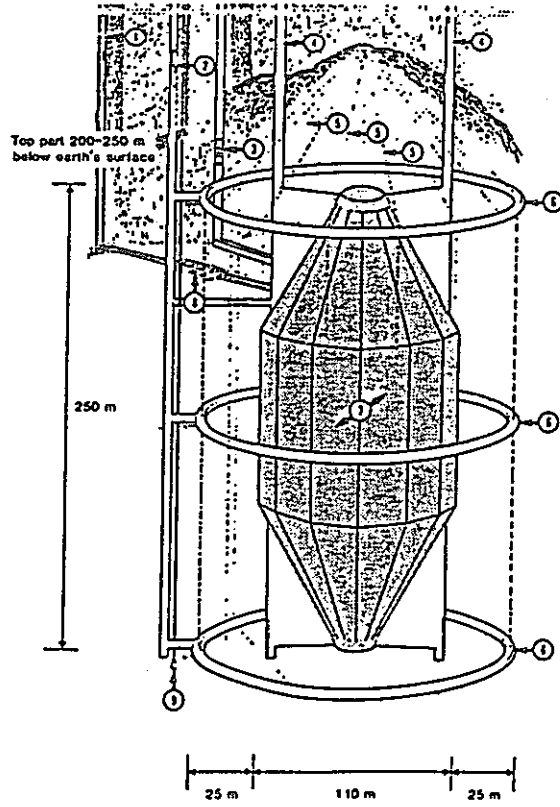


(a) 全体レイアウト



(b) 処分孔断面図 (単位はmm)

Fig. -4.9 スウェーデンの処分場の概念図



1. Ventilation shaft
2. Shaft for construction of hydraulic cage
3. Transportation of canisters
4. Main shaft for excavation and refueling of slot
5. Drifts in hydraulic cage
6. Annular tunnels
7. Bentonite-sand barrier with a thickness of 5 m
8. Heat exchange station
9. Pump station

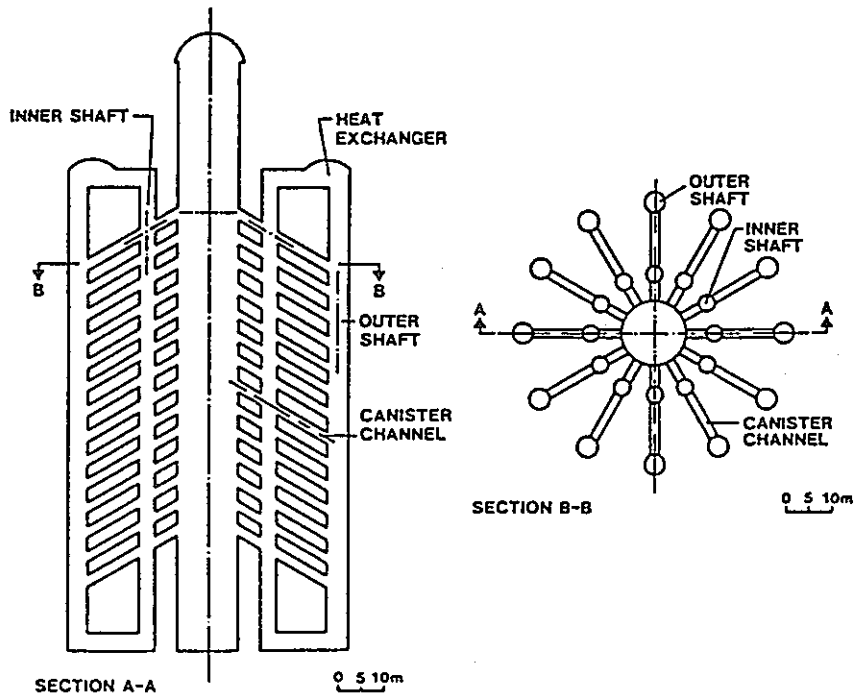


Fig. -4.10 スウェーデンのWP-CAVEのレイアウト

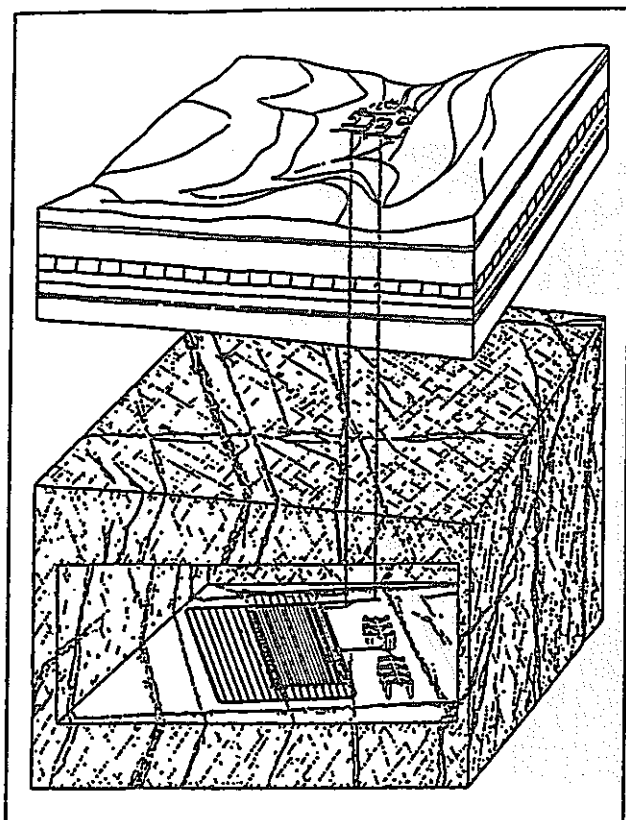
(6) スイス^{*5)}*13)

施設の配置としては、建設と操業の区画に分け、操業開始後は発破作業を行わない。廃棄物の定置は、坑道内処分方式である。立坑の本数は、ハンドリングと排気用と、建設と吸気用を考慮し計2本であり、その形状は、安定性から円形である。寸法は、機器の大きさを考慮し6.6mとなっている。主要坑道の配置は、建設と操業の同時作業を考慮して、処分坑道の周囲に配置しており、形状は掘削方式を考慮し馬蹄形としている。寸法は、幅8m、高さ9mであり、本数は操業用、建設用各1本である。処分坑道の間隔は、高圧縮ベントナイトの性能を維持するため100℃以下という熱的条件と空洞の安定性を考慮して40m、長さは断層位置を考慮し1500mで、本数は、処分量、亀裂を考慮し20本以上としている (Fig.-4.11)。

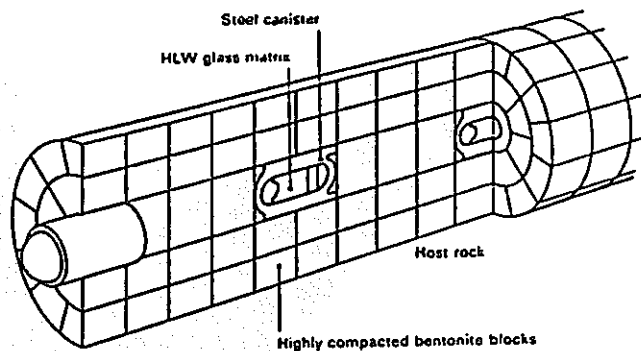
(7) ベルギー^{*5)}

施設の配置は、粘土層の広がりと厚さを考慮して一層が望ましいとしている。廃棄物の配置は、斜処分孔方式と坑道内処分方式の両案で検討中である。立坑の本数は、ハンドリング、排気、建設、吸気各機能を考慮し計4本であり、その寸法は、直径2.5mと4.5mの2種類を考慮している。主要坑道は、1本で、形状は円形、寸法は直径4.5mである。処分孔道の間隔は、粘土層下端で100℃以下、粘土層天端で5℃の温度上昇、地表で0.5℃の上昇以下に抑えるという熱的条件を考慮し、225mとしている。また、形状は円形であり、直径3.5mである。処分孔の間隔は、坑道内処分方式の場合、熱的条件と廃棄物容量を考慮して決め、斜処分孔方式の場合、熱的条件により、ちどり配置で21m、但し1処分孔に8パッケージとしている。その寸法は斜処分孔の場合、直径50cm長さ20mとなっている (Fig.-4.12)。

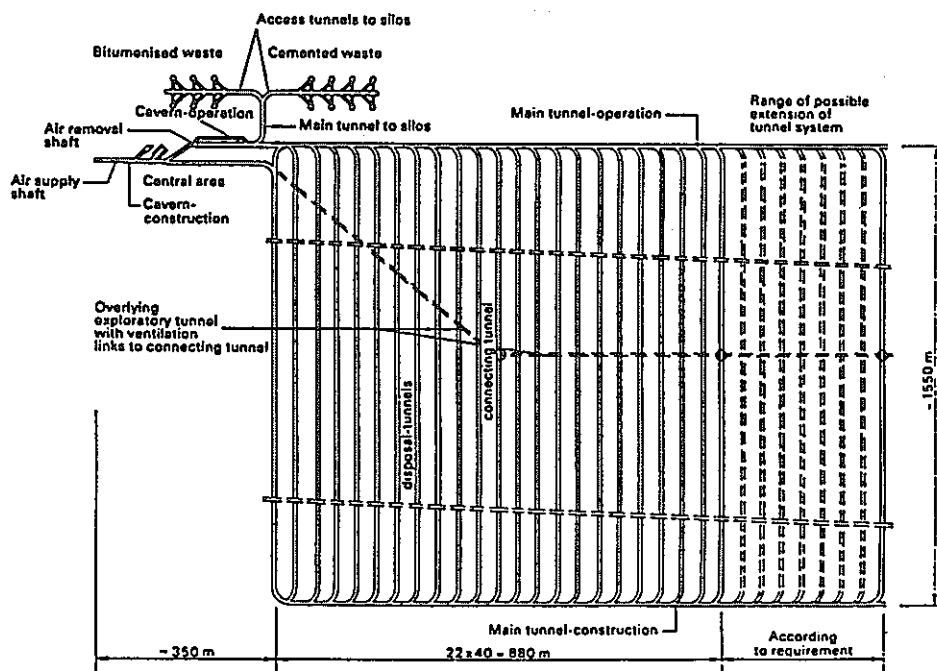
以上の事項をTable-4.2にまとめる。



(a) 処分場レイアウト

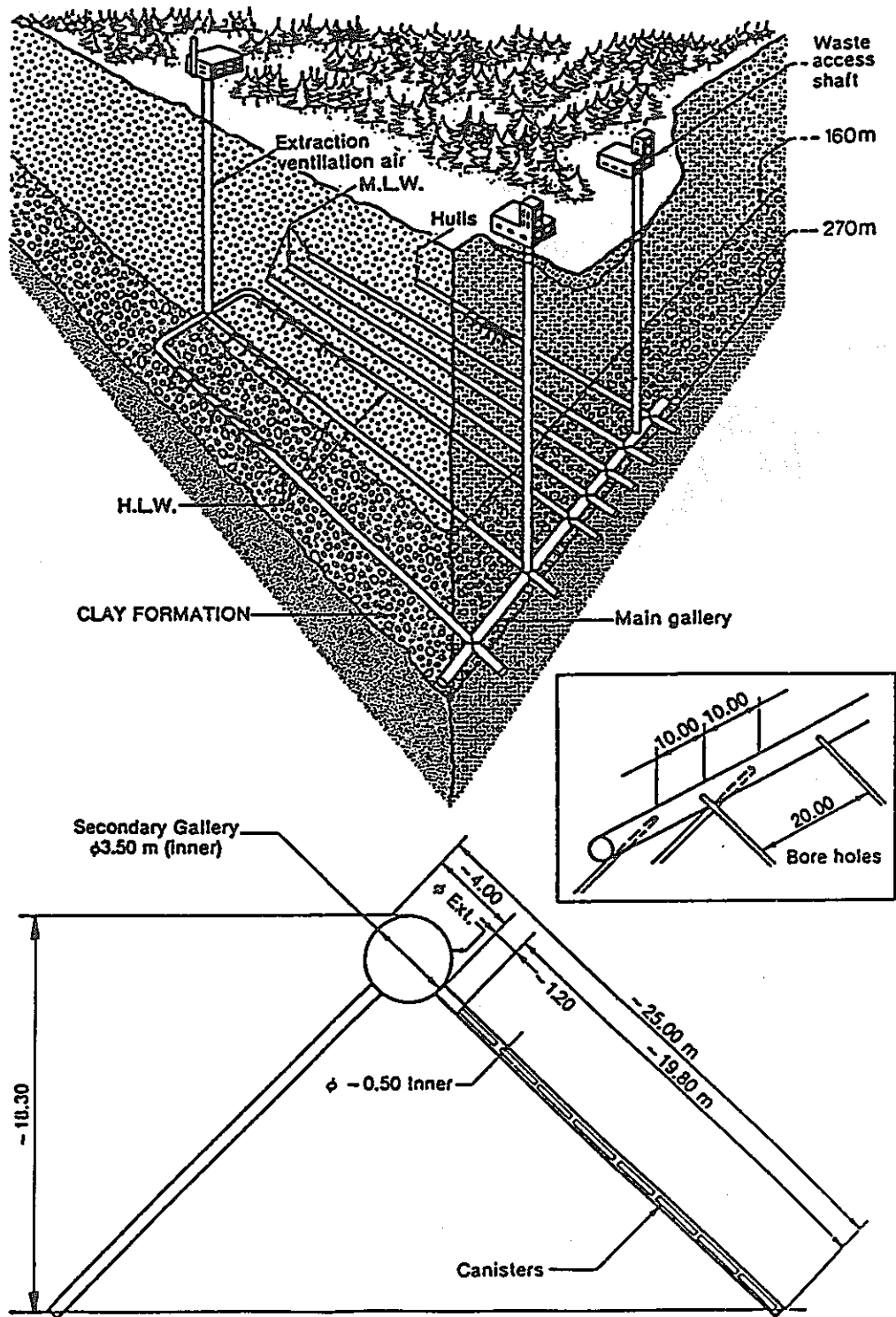


(b) 処分方式概念図



(c) 処分場立面図

Fig. -4.11 スイスの処分概念



* Reference repository in clay at Mol.

Fig.-4.12 ベルギー、モルにおける処分概念

Table-4.2 処分場の仕様に関する考え方の比較

項目		アメリカ	イギリス	フランス	西ドイツ	カナダ	スウェーデン	スイス	ベルギー	
処分場の仕様	施設の配置	・各パネルを単に配置	—	—	・各種技術の高ラベリ化 ・実験ベ固レントのメ体リ	・一層で計画	・透水系数が10 ⁻⁹ m/sならゾーンから透水系数が10 ⁻¹⁰ m/sなら25m離す。	・建設と操業の区画	・一層が望ましい	
	立坑	本数	6本	—	—	2本	3～5本	4本	2本	4本
		形状寸法	立坑 直径3.7m 斜坑 矩形幅6.1m 高さ4.6m 勾配10%以下	—	—	・直径 7.5m			・円形を考慮し、6.6m	・寸法 直径2.5mと4.5mの2種類
	主要坑道	配置	・輸送、換気、作業配置	—	—	・処分場の長2方向に本	・廃棄物輸送に外に主要坑道に掘削を中坑主直材道	・処分坑道の中央に1本	・処分坑道の周囲に配置	
		形状寸法	・矩形幅高さ 6.1m 3.7m	—	—		・馬蹄形幅高さ5.0m	・馬蹄形	・形状馬蹄形幅高さ9m ・全部で2本	・1本 ・円形直径4.5m
	処分坑道	配置	(1) 1=450m ピッチ30m (2) 1=500m ピッチ420m	—	—			・熱的条件により坑道間隔は25m	・熱的条件と安定性を考慮し、40m長さ1500m本数20本以上	・熱的条件を考慮し、225m
		形状寸法	(1) 幅6.1m 高さ6.7m (2) 幅6.1m 高さ3.7m	—	—		・馬蹄形幅高さ5.0m	・形状馬蹄形幅高さ3.3m ・寸法高さ4.5m		・円形直径3.5m
	処分孔	間隔	(1) 1パッケージな場合8.0m (2) 多パッケージな場合36m	—	・粘土岩、花崗岩、塩岩、片岩、20m、岩片、10m	・50mと57m	・断面方向に4列1.5m	・熱的条件により6m		・斜式処分孔の配置で21m
		形状寸法	(1) 直径0.71m 長さ7.5m (2) 直径0.8m 長さ200mを考慮	—	—	・内径30, 43, 55, 90cm 検討中 ・深さ300mを想定	・直径0.61m 長さ4.7m	・寸法 直径1.5m 長さ7.5m		・水平無処分場の孔の直径50cm ・斜式処分場の孔の長さ20cm

5. 各国の地下研究施設の現状

各国の地下研究施設の現状について述べる。イギリスとフランスはまだ地下研究施設を持っていない。

Fig. -5.1 に、各国の地下研究施設の位置を示す。

(1) アメリカ*³⁾

アメリカの地下研究施設はネバダ州のユッカマウンテンに位置し、実施機関はDOEである。岩盤は凝灰岩を中心とし、その他、溶結凝灰岩や火山角礫岩等も存在する。深度は地表面から360mである。試験内容は、変形・熱負荷等を考慮した岩盤力学試験や地下水移行試験等である。

(2) 西ドイツ*³⁾

西ドイツの地下研究施設はアッセ鉱山に位置し、実施期間はGSF (Gesellschaft für Strahlen-und Umweltforschung) である。岩盤は岩塩ドームであり、深度は490～700mである。試験内容は、熱負荷、クリープを考慮した岩盤力学試験や空洞の安定性の試験や、空隙水または結晶水の挙動-加熱試験、人工バリアの腐食や化学的耐久性等に関する試験である。

(3) カナダ*³⁾

カナダの地下研究施設はマニトバ州のピナワに位置し、実施機関はAECL, WNRE (Whiteshell Nuclear Research Establishment) である。

岩盤は花崗岩であり、深度は250m、面積400haである。試験内容は地下研究施設、(URL) 建設による岩盤および地下水流と地球化学特性の変化についての試験や、処分技術を評価するための試験等である。現在、地下原位置試験を行っている。

(4) スウェーデン*³⁾

スウェーデンの地下研究施設はストリパ鉱山に位置し、実施機関はSKBである。岩盤

は花崗岩であり、深度は400m、スケールは125m×125m×50mである。試験内容は、ヒーター試験、割れ目系水理調査、トレーサー試験である。その他、物理探査法の開発、緩衝材と埋戻し材の開発も行う。

(5) スイス*³⁾

スイスの地下研究施設はアルプス南部国境付近のグリムゼルに位置し、実施機関はNAGRAである。岩質は花崗岩であり、深度は450mである。研究内容は、岩盤を対象とした掘削試験および加熱試験や、物理探査や、水理地質を対象とするものや、ベンチレーションテストなどである。

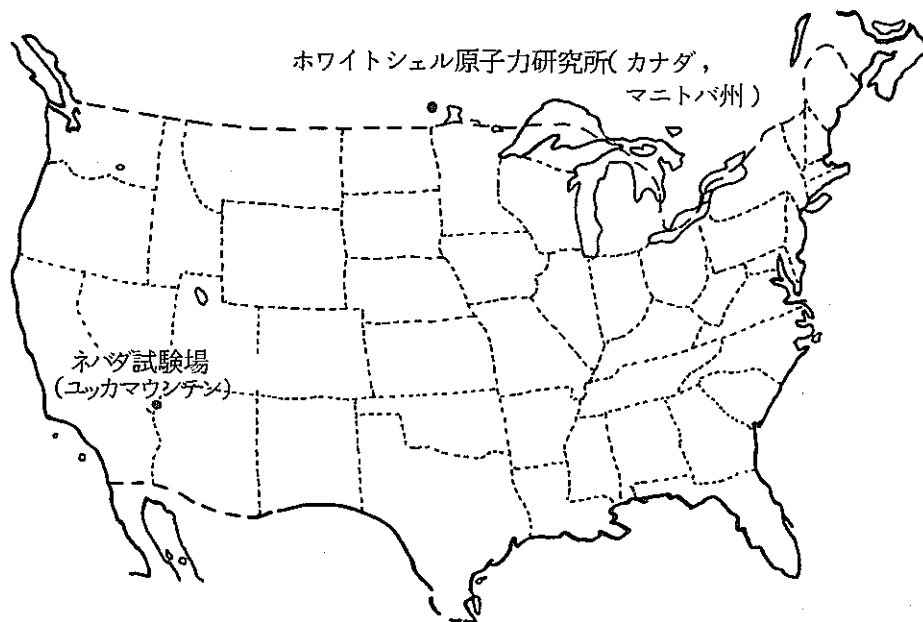
(6) ベルギー*³⁾

ベルギーの地下研究施設はモルに位置し、実施機関はSCK (Studiecentrum voor Kernenergie) / CEN (Center d Etude de l' Energie nucleaire) である。地盤は粘土層であり、深度は220mである。研究内容は、熱、水理、地球化学、人工バリアの挙動、処分場の設計、固化体定置に関するものである。現在パイロット施設の建設と検証が行われている。

以上の事項をTable-5.1にまとめる。

Table-5.1 地下研究施設の比較

項 目	アメリカ	イギリス	フランス	西ドイツ	カナダ	スウェーデン	スイス	ベルギー
場 所	ネバダ州ユッカ マウンテン	—	—	アッセ鉱山	マニトバ州 ピナワ	ストリバ鉱山	アルプス南部国 境付近のグリム ゼル	モル
実施機関	DOE	—	—	GSF	AECL, WNRE	SKB	NAGRA	SCK/CEN
岩 盤	凝灰岩	—	—	岩塩	花崗岩	花崗岩	花崗岩	粘土
深 度	360m	—	—	490~700m	250m	400m	450m	220m
主な研究内容	・岩盤力学試験 ・地下水移行試験	—	—	・岩盤力学試験 ・空洞安定性試験 ・水理挙動-加熱試験 ・人工バリアの 化学的耐久性 試験	・地球化学特性 試験 ・処分技術試験	・ヒーター試験 ・トレーサー試験 ・緩衝材と埋戻 し材の開発	・岩盤掘削試験 ・加熱試験 ・ベンチレーション テスト	・熱, 水理, 地 球化学, 人工 バリアの挙動 に関する技術 開発 ・処分場の設計 に関する研究 ・固化体定置に 関する研究



ホワイトシェル原子力研究所(カナダ,
マニトバ州)

ネバダ試験場
(ユッカマウンテン)

- カナダ**
地下研究施設 (URL)
ホワイトシェル原子力研究所の地下実験室, マニトバ州(花崗岩)
- アメリカ**
高レベル廃棄処分地下研究施設
ネバダ試験場 ユッカマウンテン, ネバダ州(凝灰岩)



ストリパ鉱山(スウェーデン)
(スウェーデン)

アッセ

モル

グリムゼル地下研究所

- スウェーデン**
地下研究施設
ストリパ鉱山 (花崗岩)
- スイス**
地下研究施設
グリムゼル地下研究室 (花崗岩)
- ドイツ**
地下研究施設
アッセII岩塩抵抗 (岩 塩)
- ベルギー**
地下研究施設
モル原子力研究所 (ブーム粘土)

Fig.-5.1 各国の地下研究施設の位置

6. 地層処分に関する法律，基準，指針等

6.1 IAEA*²⁰⁾の基準

各国の地層処分の法律，基準，指針等に先立って，IAEAの安全基準(Safety Series No.60)について概説する。

IAEA安全基準では，放射性廃棄物の地層処分に関する基本的要件と，これを遵守するために処分システムの各要素に適用しなければならない基準が示されている。まず基本的要件を示し，次に基準を示す。

基本的要件

- No.1 「処分場の通常操業から生じる全ての放射線被曝は，社会的経済的要素を考慮に入れた上で，合理的に達成しうるよう低く抑えなければならない。」
- No.2 「作業員あるいは公衆に対する処分場の通常操業から生じる線量は，適切な限界値を超えてはならない。」
- No.3 「あらゆる事故に関して予期される結果がその発生確率を考慮した上で，国の当該機関に許容されうるものとなるようサイトの選定や，処分場の設計・建設・操業が行われなければならない。」
- No.4 「予知される線量分布とその発生確率によって表される放射線損害は，社会的経済的要素を考慮に入れた上で，合理的に達成しうるよう低く抑えなければならない。」
- No.5 「予知される線量とその発生確率によって表される将来における全ての個人への放射線損害は，現在個人に関して許容されている値より大きくてはならない。」
- No.6 「処分場のサイト選定・設計・建設・操業および操業後段階に際して，現在および将来における環境や天然資源への悪影響が合理的に達成しうるよう低く抑えられるよう最適化を行わなければならない。」

基 準

基準は大きく①地質環境，②処分場，③廃棄物に分けられる。

① 地質環境

ある最低限の要件を満たすサイトに工学的特徴を加えることによって，多様な廃棄物の受入れが可能となるので，地質環境は適切な特徴を持つべきであるが，それのみを切り離して考察してはならない。

G.1 サイトの空間的広がり

「サイトは処分システムを十分包含できる大きさの地層を持たなければならない。同時に処分場周辺に適切な容量の地下緩衝部と，適切な広さの地表立ち入り制限区域を取りうる広がりを持たなければならない。」

母岩の熱による変質，地質学的不連続面からの分離を考慮する。

G.2 地 質

「処分場は，そこで処分される廃棄物のカテゴリーと量に対応して適切な岩質と深さを持つ地質媒体の中に設置されなければならない。」

発熱量の大きい廃棄物の地層処分のための母岩は，それに加えられる熱負荷による岩石力学的，地球化学的，水理地質学的影響に耐えうる地質環境を持っていないなければならない。よって，結晶質岩石，火成岩，変成岩，粘土質岩石，凝灰岩，蒸発岩が適した地層であると考えられている。

G.3 水理地質

「地質環境は処分場内への地下水の流れを制限するのに役立つ水理地質学的特性を持っていないなければならない。」

最も生じ易い放射性核種の移動は地下水流によるものである。地下水の移動を規制するパラメータは岩石の空隙率と透水係数および動水勾配である。また，地下水の移動メカニズムの評価と同時に，水流の方向および流速の分析は，あらゆる

るサイトの安全性の検討にとって重要な入力パラメータである。

G.4 放射性核種の移行特性

「地質環境は、放射性核種の移動を制限するのに役立つ物理化学的特性および地球科学的特性を持っていなければならない。」

放射性核種の移行速度および量に影響を及ぼしそれを規定するのは、分散・拡散・沈殿・収着・イオン交換・化学反応などのプロセスである。

G.5 構造地質と地震

「処分場は、構造運動および地震の影響の少ない場所に設置しなければならない。すなわち、処分場の安全性が損なわれることのないように、主要な構造運動の地域から十分離れた地域に処分場を設置しなければならない。」

大規模な地震活動・火山活動・温泉などのない地区には一般に、広範囲な隆起あるいは沈降が生じて、処分場を設置しうる。地震には襲われるが、火山や温泉が存在していない地域にも、放射性核種の放出率に悪影響を及ぼすような地震の発生する確率が十分に低いことが証明されれば、処分場を設置しうる。

G.6 構造的安定性

「処分場の設置場所を決めるには、構造的不安定性を生じさせる恐れのある人工的および自然的特徴を考慮に入れなければならない。」

処分場の設置が検討されているサイトでは、母岩の安全性を損なうような既存のボアホール、鉱山のシャフト、溶液空洞その他の類似の空洞に関して、入念な調査を行わなければならない。また、大規模貯水場やダムあるいは危険な物質を取り扱う工場が、処分場周辺に存在する場合にはこれを考慮にいれなければならない。

G.7 資源の可能性

「有用な地下資源あるいは将来利用可能性のある資源の存在を検討すべきである。」

特定の場所と時間における処分場の必要性を現在および将来の有用な地下資源の必要性と価値に対して比較評価しなければならない。」

将来の世代に係わるので、金属鉱物・砂や砂利・石炭・石油・ガス・水・地熱資源などの地下資源はサイト選定の過程で、考えられなければならない。特に、高レベル放射性廃棄物の処分場として結晶質岩体を検討する際には、地熱および金属鉱物の存在の可能性を考慮しなければならない。

G.8 地表への配慮

「地形的に不安定な環境や、極端な気象的条件および地表に影響を及ぼしうるその他のプロセスの発生について、それが処分場の性能に有意な影響を及ぼさないことを明確にするために配慮しなければならない。」

これらの配慮は浅層処分に特にあてはまる。また、気候条件に関しては、歴史的データの評価を行って検討しなければならない。

② 処分場

処分場の設計レイアウトは、廃棄物の種類や量と同時に、特定のサイト特性などに応じて大きく変化するものであるから、個々の基準が適用される程度は適切な国の当該機関によって、多くの場合、ケースバイケース方式で設定されるものとしなければならない。

R.1 天然バリアへの影響

「処分場の設計・建設・操業にあたっては、処分場の開発と、定置された廃棄物の存在による地質環境の隔離能力に、重要な悪影響が生じないようにしなければならない。」

結晶質岩体の場合、処分場の掘削中に周囲の岩体に大きな亀裂が生じた場合には、地下水流路の形成を最小限に抑え、処分場の安定性を確保しなければならない。

R.2 安全性システムの信頼性

「総ての必要な安全性システムが備えられ、それが処分場の閉鎖まで機能し続けなければならない。」

可能な限り施設に不燃性・耐熱性の資材を選定し、爆発性・発火性の物質の持ち込みを制限し火災および爆発の危険性を最小限に抑えなければならない。

R.3 臨界管理

「処分場の荷役・貯蔵・処分システムの設計に際しては、処分場の操業段階と同様に閉鎖後期間において廃棄物が臨界に達しないよう配慮しなければならない。」

R.4 充填材

「充填材が用いられる場合には、廃棄物の隔離度を高めなければならない。地球への悪影響を制限する必要性を考慮した上で、方法と材料を選定しなければならない。」

R.5 閉鎖

「処分場の閉鎖は、容認しえない放射線学的重大さを生じさせるかも知れない割合や量の放射性核種の放出を、防止するような方法で行わなければならない。」

R.6 監視

「処分場およびその内容物の挙動が予期されたとおりであることを確認し、必要な場合には補修のための体制を整え、操業段階を通して適切な監視が行わなければならない。深層処分場の閉鎖あるいは浅層処分場の行政管理の終了後は、公衆の健康と安全を確保するための監視は必要とされない。」

閉鎖後については、一定期間監視を続けることもありうるが、公衆の安全の確保は、このような監視に依存してはならない。

③ 廃棄物

廃棄物固化体に適用されるものと廃棄物パッケージに適用されるもののカテゴリ
ーに区分される。

W.1 放射性核種含有量

「放射性核種の含有量および廃棄物形態の組成には、許可された限界値に応じて、
確証しうる程度に正確に知られていなければならない。」

これらの限界値は国の当該規制期間、可能であれば国際期間の援助の下に設定
されなければならない。

W.2 化学組成

「廃棄物形態の化学組成は、処分場内で有害な化学反応を生じさせないようなも
のでなければならない。」

留意すべき最も重要な要素は、次の通りである。

- ・放射性分解、微生物反応あるいは化学反応による廃棄物内での気体の発生
- ・爆発性あるいは発火性の物質の存在
- ・遊離液体の存在
- ・放射性核種の移行性を増加させる有機錯体形成剤のような化学種が多量に廃棄物
物内で存在
- ・危険薬品の存在

W.3 化学的耐久性

「処分環境中の放射性廃棄物形態は放射性核種の放出量をシステム全体に関する
要件に適合するレベルに抑えうる十分な化学的耐久性を持っていなければならない。」

化学的耐久性は分析すべき処分システム全体のうちの1つの要素に過ぎず、こ
の基準を一般的に適用できるよう定量化することは適當ではない。

W.4 熱および放射線の安全性

「廃棄物形態は、放射性核種の放出制限能力に悪影響を及ぼす物理的・化学的・機械的性質の変化を生じさせないような放射線および熱に対する安全性を、持っていないなければならない。」

W.5 パッケージ資材の価値

「価値ある資源となりうると広く期待されているパッケージ資材を使用する場合には、その存在により将来人間が処分場に浸入するリスクに対し考慮しなければならない。」

6.2 各国の地層処分に関する法律、基準、指針等

(1) アメリカ

アメリカにおける地層処分に関する指針・基準等のうち重要と思われるEPAの環境基準（40 CFR 191）と、DOEのサイト選定指針（10 CFR 960）と、NRCの技術基準（10 CFR 60）について紹介する。

1) 環境基準（40 CFR 191）*²¹⁾

米国環境保護庁（EPA）は、放射性物質から一般環境を防護するための環境基準を1985年に40 CFR 191にまとめている。

① 処分前の段階における公衆に与える放射線被曝

全身…250 $\mu\text{Sv}/\text{year}$ ，甲状腺…750 $\mu\text{Sv}/\text{year}$ ，他の器官…250 $\mu\text{Sv}/\text{year}$
根拠；米国での自然放射線被曝線量 $1\text{mSv}/\text{year}$ であり，ICRPが人工放射線源による定常被曝を $1\text{mSv}/\text{year}$ 以下と提案しているからである。

② 処分システムの隔離性能に関する要件

処分後10,000年間に渡る近接環境への放射性核種の漏洩はTable-6.1の値以下とする。

Table-6.1 処分後10,000年間に渡る近接環境への放射性核種の漏洩限界値

Radionuclide	Release Limit (TBq per 1000MTHM)*
Americium-241, 243	3.7
Carbon-14	3.7
Cesium-135, 137	37.0
Iodine-129	3.7
Neptunium-237	3.7
Plutonium-238, 239, 240, 242	3.7
Radium-226	3.7
Strontium-90	37.0
Technetium-99	370.0
Thorium-230, 232	0.37
Tin-126	37.0
Uranium-233, 234, 235, 236, 238	3.7
Any other alpha-emitting radionuclide	3.7
Any other radionuclide which does not emit alpha particles**	37.0

* Metric Tonne of Heavy Metal
** With half-life greater than 20 year

理由；処分された廃棄物からの漏洩のリスクは、その廃棄物の原料相当量のウラン鉱石を地表に置いた場合のリスクより小さくするべきであり、この基準が満たされれば、現存するHLWとこれから出てくるHLW全てを地層処分したとしても、1万年間にそれによって引き起こされるガンによる死者は、1,000人を超えないことが推定され、これは年間死亡者の平均の1/10であるからである。

③ 処分システムの保証に関する6つの要件

- (1) 処分システムには、モニタリング機能を置くべきである。モニタリング機能は、予期された処分システムの性能に本質的かつ不具合な変動が生じてないことを調べるもので、担当省庁がその必要性に意味がなくなってきたと判断するまで続けられるべきである。
- (2) 処分システムには、放射能の環境への漏洩を防ぐような人工バリアや天然バリア等の異なる多重バリアを用いるべきである。

- (3) 処分サイトの制度的な維持・管理は、可能な限り長期間推奨されるべきだが、処分後100年経過した後のそういう活動は、隔離能力に寄与していると評価されるべきではない。
- (4) 処分システムや貯蔵施設の持つ危険性やその位置は広く記録に残し、現地ではその旨のはっきりした表示を置くべきである。それは、後世の人間に無用な混乱を起こさないためである。
- (5) 処分システムの設置は、資源的価値があると考えられているところや、地下開発の有効性が認められているところでは、行われるべきではない。
- (6) 将来、何かあったときのことを考えて、廃棄物を適当な時間内で再取り出しできるように考えておくべきである。

④ 個人被曝に関する要件

処分システムに起因する個人被曝線量は、処分後1000年の間、以下の値に制限されるべきである。

全身… $250\mu\text{Sv}/\text{year}$ 他の器官… $750\mu\text{Sv}/\text{year}$

これらの検討に当たっては、例えば飲料水を全面的に地下水に頼るといような、処分システムが人類の被曝に寄与しそうなありとあらゆる可能性を検討すべきである。

根拠；解析上の不確定性を考えると、もし1000年以上を要求した場合、現在検討されている処分サイトでは極めて高価な人工バリアの施行を強いることになる恐れがある。

⑤ 地下水汚染に関する要件

処分システムに起因する特定の核種による地下水の汚染は、EPAの飲料用地下水基準を1000年の間は超えなくてはならない。

α -核種は555mBq/ℓ以下 (Rnは除く。) ^{226}Ra と ^{228}Ra については, 185mBq/ℓ以下。 $\beta\gamma$ -核種については, 人が1日2ℓの地下水を飲用したとしても, 全身および各器官に対する総被曝線量が, $40\mu\text{Sv}/\text{year}$ を超えないような核種組み合わせ濃度であること。

2) サイト選定基準 (10 CFR 960) *²²⁾

米国エネルギー省 (DOE) は, 処分場サイトを大統領へ推薦するための一般指針として1984年10 CFR 960をまとめている。本文は, ①一般的準備, ②実効ガイドライン, ③閉鎖後ガイドライン, ④閉鎖前ガイドラインの4つのサブパートに分割されている。

① サイト選定のための候補サイトを調査する場合の留意点

地下水環境, 岩石特性, 他の廃棄物関連施設との位置関係や地域性の面から, 多様なサイトを選ぶ。これらについてバランスのとれた評価が可能となることを期待している。

② サイト選定のための根拠となる情報

Table-6.2, Table-6.3に示す。

Table-6.2 サイトの指名に必要な情報（閉鎖前ガイドライン）

項目	内容
地下水学	<ul style="list-style-type: none"> ・帯水層，閉じ込め区域アキタードの配置および水理学的特性 ・帯水層となりうる地域，帯水モード ・水の経路の可能性 ・地下水の移行時間の予備的評価 ・帯水層の利用および管理計画
地球化学	<ul style="list-style-type: none"> ・岩石学上の知見 ・岩石の鉱物学上の一般的性質 ・鉱物の地球化学的・力学的安定性 ・地下水の科学的特性 ・鉱物の地球化学的特性
岩石特性	<ul style="list-style-type: none"> ・母岩および周辺岩石区域の深さ，厚さ，横方向の拡がり等 ・岩石区域の大構造，主な不連続性 ・岩石の大まかな熱的，機械的，熱力学的性質 ・母岩および母岩区域における原位置での応力および温度
気候変化	<ul style="list-style-type: none"> ・第四紀の気候を基に予想される気候条件と周期 ・気候変化に起因する地形学的変化の証拠 ・地表の地下水システムに対する気候サイクルの影響
浸食	<ul style="list-style-type: none"> ・母岩および周辺岩石区域の深さ，厚さ，横方向の拡がり等 ・母岩の上にある層序学的区域の岩石学的特性 ・第四紀の地形学的プロセスの性質および速度
溶解	<ul style="list-style-type: none"> ・岩石区域を含むサイトの層序学的特性 ・地層環境中の溶解の形跡とその特徴
地質構造	<ul style="list-style-type: none"> ・地質構造上の履歴と構造 ・第四紀の断層，その長さ，移動に関する情報 ・活発な地質構造上のプロセス ・地震の履歴
天然資源	<ul style="list-style-type: none"> ・地下水を含むエネルギーおよび鉱物物質 ・これら資源の価値 ・掘削および採鉱活動
サイトの所有権および管理	<ul style="list-style-type: none"> ・現在のサイトの所有権

Table-6.3 サイトの指名に必要な情報（閉鎖後ガイドライン）

項目	内 容	
サイトの所有権および管理	・現在の土地所有権	
人口密度および分布	・最新のアメリカ合衆国国勢調査（人口密度・密度・分布を含む）	
気 象	・風および大気の分散特性 ・極端な気象現象	・降水特性
サイト外施設および操業	・近隣の工業，輸送，軍事に関する設備および操業の配置と性質	
環境資質	・環境に対する要求事項の手続き上，実質上の適用性 ・大気の状態と方向 ・地表水および地下水の状態と量 ・資源とその利用 ・陸棲，水棲の動植物 ・美的特質	・生存を脅かされている種の繁殖地の配置 ・国立公園，国立鳥獣保護区域，国立自然河川景観指定区域，国立野性保護区域，国有森林地帯の配置 ・保護されている資源 ・アメリカ古来の資源
社会経済的影響	・人口構成，密度，分布 ・経済基礎と経済活動 ・雇用の分布と傾向 ・資源の利用性 ・共同体サービスと下部構造	・住宅の供給と需要 ・生活様式と生活の質 ・社会問題 ・地方政府の収入・支出
輸 送	・輸送費用とリスクの評価 ・道路鉄道網および水路 ・輸送網が適切 ・輸送網に要求される改修工事とその可能性と費用，環境影響	・輸送網の改修と輸送および土地利用計画との両立性 ・輸送に対する気候の影響 ・輸送に関して，緊急時への対応の際に要求される事項，可能性
地表特性	・サイトの地勢 ・地表水量	・地滑り，不安定な勾配，水はけ，耐久性，溶解性等の性質が悪い区域の定義
岩石特性	・母岩の深さ，厚さ，横方向の拡がり等 ・母岩および周辺の岩石区域の構造上，層序学上の特質 ・岩石の熱的，機械的，熱力的な性質と構造上の特性	・母岩に含まれる流体およびガス ・母岩の原位置での応力および温度
水理特性	・地層環境 ・地表水のシステム ・帯水層の水位	・帯水層，閉じ込め区域，アクイタードの性質と位置 ・地下水区域の水文学的特性
地質構造	・第四紀の断層 ・地質構造上の活発なプロセス	・最大規模の地震により誘起される地殻変動

③ サイト評価の考え方

閉鎖後ガイドラインを閉鎖前ガイドラインに優先して考慮する。ガイドラインに示された適格条件が満足されないか若しくは不適格条件が存在するとDOE長官が判断し、これを指示する証拠が存在すれば、そのサイトは不適格と判断される。サイトの相互比較は、基本的にはシステムガイドラインに基づき処分場の全体性能について実施される。サイトの相互比較は基本的な天然バリアの能力という観点から実施される。接近可能な環境としては少なくとも、大気、地表、近接する水面、廃棄物定置場所から少なくとも10km以上離れた地殻の一部等を含む場合を考える。

④ サイト選定の手順

a 可能性あるサイトの確定

潜在的に地層処分場サイトとして開発し得る可能性があり、詳細な調査を実施することによって、その可能性を明確なものとしていく必要があると認められるサイトを確定する。

b 特性調査サイトの指名

全ての可能性あるサイトの評価を行い、地下水環境の特性でサイトを分類する。各々の地下水環境からより望ましいサイトを抽出し、各サイトが処分場建設にとって適当かどうかを評価する。次に、各サイトがサイト特性調査に適当かどうかを評価して、全ての指名候補サイトの相対評価の実施を行う。

c 特性調査サイトの推薦

特性調査の優先順位が示されなければならない。

d 処分場開発サイトの推薦

⑤ 協 議

DOEは、影響を受ける各州の係官およびインディアン各部族の代表に対して、処分場に係わる決定ないし計画について完全な情報を提供しなければならない。影響を受ける各州の係官およびインディアン各部族の代表からの情報請求書に対

する解答書は、請求書受理後30日以内に送付されるものとする。

⑥ 環境への影響

DOEはサイトの特性評価から貯蔵所建設までの過程において一貫して環境への影響を考慮しなければならない。

3) 技術基準 (10 CFR 60) *²³⁾

原子力規制委員会 (NRC) は、1980年、10 CFR 60をまとめている。

I. 実施目標

① 処分場の全体的性能

再取り出し性は、埋設作業終了後50年間考慮する。

② 必要バリアおよびその性能

廃棄物パッケージやその他の人工バリアシステムと地質環境を利用する。廃棄物パッケージは、放射性廃棄物が破損後、最低の1000年間封じ込められるように設計される。地下施設は、放射性廃棄物が処分場閉鎖後間もなく溶解すると仮定した場合、処分場作業区域破損後、最低の1000年間封じ込められるように設計される。予測されるプロセスおよび事態を仮定して、処分場作業区域解体後放射性核種の放出が如何なる場合でも最低最初の1000年の間は、年間放出率が地下施設内のHLWに存在する総放射能の10万分の1以上にならない。

II. サイトおよび環境の所有権と管理

地層処分場作業区域の場所並びにその廃棄物の性格とその危険性の記録を、世界の主要記録文書に載せる。他の制度による管理が100年以上継続しないことを仮定するものとする。

Ⅲ. 立地要件

地層処分場作業区域から水平距離で半径100kmの範囲の調査を行う。第四紀以降の各時期に活動的であった自然条件を重視する。自然条件の変化と処分場の性能に関するその予測で、破損後の最初の1万年を重視する。入手可能な情報を利用して、サイトの100km以内の地域の資源評価を実施する。潜在的な不適条件と適性の両方にも基準が設けられている。

Ⅳ. 設計要件

① 一般設計要件

設計および建設は鉱山規則に従う。安全上重要な構造物、施設および構成部分を識別する。自然現象と環境条件が順応し、最も厳しい自然現象にも耐えることができる設計にする。外からの力学的影響に対して、最小限の力で耐えることができる設計にする。火災および爆発に対しては、処分場に不燃材等を用いたり、適当な防災装置や人身を防護する施設の設計も行う。適宜定期的な検査、試験および保守ができるようにする。非常時にも放射性廃棄物の安全な貯蔵、人員の避難ができる設計にする。

② 地上施設の設計要件

廃棄物の再取り出しを考慮し、それらが他施設へ輸送されるまでの期間は貯蔵する能力を持たなければならない。同様に、再取り出しが円滑に行えるように設計しなければならない。廃棄物の移動、査察、除染、処理、梱包用の換気装置を設計しなければならない。施設は、正常作業中全ての形態の放出物中の放射性物質の放出量が最低になるように設計され、また解体が容易にできるように設計および建設する。

③ 地下施設の設計要件

構造性能、地下水移動の管理および放射性核種輸送の管理に関する要件を満足する、地下土木構造物として設計される。放射能放出量をできる限り少なくする事、施設の方向、配列、レイアウトおよび深さが最適な事、破壊事故の効果が施設中に広がらない事を考慮し設計される。立抗とボアホールは、作業目

的に使用された後、できるだけ早くまた放射性核種の移動に対する障壁となるように密封される事を考慮し設計される。人工バリアは、自然の事態およびプロセスを考慮して設計される。廃棄物パッケージまたは他の工学的障壁の性能に影響を与える化学反応を良好に制御する廃棄物パッケージを設計する。岩盤のクリープ歪みおよび廃棄物パッケージの変形を発生させる可能性を減じる埋設環境を設計する。処分場への地下水移動の障壁として埋め戻し材料を設計する。岩石の熱的効果と熱力学的効果を考慮した設計を行う。その他、空洞の設計、地下掘削孔のライニング、廃棄物処理に使用される坑道運搬装置、現場試験と設計の検証、締固め埋め戻し試験区間、運用中の水管理についての設計要件が挙げられているが、これまでと同様、具体的には定量化されておらず、一般的性能の遵守をうたっている。

④ 建設のための一般設計要件

探査計画は、建設に探査用ボアホール、立抗および掘削孔を利用し、作業区域内の総貫通数ができるだけ少なくなるように計画する。母岩および他のサイトに特有な設計仮説が最初の掘削で立証できない場合には、特有の設計仮説をするためのパイロット計画を作成しなければならない。建設技術では、可能な範囲で非爆破法を利用するものとする。

⑤ 記録および報告要件

掘削中に立地要件において有害条件に遭遇した場合には、委員会に5日以内に報告しなければならない。記録に関しては、完全に文書にした歴史となる記録を常に作成・保管するものとする。

(2) イギリス*³⁾

イギリスでは、1982年に白書が出されている。それによると、まず高レベル放射性廃棄物は、ガラス固化して貯蔵する場合の経済性は高く、輸送や処分にも有利であることがうたわれている。現在の世代は処分の代替案についての研究を積極的に行い、後世代の意思決定が行い易いようにするべきであるとして、具体的な基準は、示されていない。

(3) フランス*⁴⁾

フランスでは、1984年に放射性廃棄物は地下数百mの深層へ処分すべきであるということが政府により決定され、1987年に深層処分場設置についての基準を提言している。それによると次のようになる。

- ① フランスの山岳地帯は、地水量が多過ぎるため、処分場には適さない。よって候補地からは外すべきである。
- ② 処分場は今後10万年間に複数回の地震および一回から二回の氷河期が来ることを想定して考慮すべきである。
- ③ 処分場は最低地下150~200m、最大1000mの深さに設置すべきである。
- ④ 処分場は数百年間にわたり、監視下に置かれるべきである。
- ⑤ 処分場は100万年にわたり、妥当な範囲で安全であるべきである。

また、候補サイトについては、北東部の粘土層、南東部の岩塩層、南東部の結晶岩層、北西部の頁岩の4サイトが挙げられ、このうち南東部の岩塩層が有力である。この4サイトから1サイトを選定し、そのサイトにまず地下研究施設を建設し、同時にサイトの特定調査を進め、特性上問題がなければ最終処分場と決定される。

(4) 西ドイツ*³⁾

西ドイツでは、1983年にBMI（連邦内務省）が「放射性廃棄物の鉱山掘削坑内への処分に関する安全基準」が示されている。ここでは、①社会的影響、②線量目標、③設計方針、④広さ、⑤閉じ込め性についての指針が示されている。

① 社会的影響

閉鎖後特別な管理、モニタリングが必要でないようにする。記録は適切に別々の場所に保管する。気象環境対策をした地表の標識は必要とせず、記録による処分場所の情報が保証されなければならない。

② 線量目標

生物圏への漏出量は0.3mSv/y相当以下にしなければならない。

③ 設計方針

長期安定性を優先させた処分場の慎重な選定を行う。多重バリアによる安全確保

をおこなう。現有技術の活用と将来技術への適用性を考慮し、回収可能性が必要でない方法で行われる。

④ 広 さ

廃棄物処分の要件を満たす地下施設建設および地上開口部に必要な広さが確保できる母岩中に設ける。

⑤ 閉じ込め性

生物圏への漏出量が許容量以下になるような母岩および堆積層が必要である。①地下水が流れる、②割れ目が閉じる、③塑性のある地層が望ましいとされ、処分場閉鎖後、廃棄物の影響（熱的影響等）を考慮しても生物圏への水流経路が生じないことが望まれる。廃棄物を置くことによる影響を考慮して鉱物の物理的、化学的特性を検討しなければならない。

(5) カ ナ ダ

カナダの基準に関しては、原子力管理法に基づき原子力管理委員会が担当している。放射線防護基準に関して1987年にR-104「放射性廃棄物処分の為の規制目標、要件、指針」を発行している。

① 将来世代への負担

以下の三原則を最小限にしなければならない。

- (a) 処分方式の選定に当たっては制度的管理に依存しないようにすべきである。
- (b) 技術的、社会的、経済的因子を考慮に入れ適切な時期に処分を実施する。
- (c) 将来の人間の健康へのリスクと、環境への影響が、現在許容出来ないものであってはならない。

② 環境の保全

環境への将来予測される影響が、現時点で受け入れられないものではなく、天然資源の将来の利用が、妨害されることのないように、処分を実施しなければならない。

③ 人間の健康の防護

一般的な要件としては、仮想的なクリティカルグループに対し、一つの廃棄物処分施設からの個人の放射線リスクは、ガン死と重篤な遺伝的影響によるリスクが

10^{-6} を超えてはならない。

この要件を完全に満足する実際的な方法がない場合には、最適化により、より良い方式を選定しなければならない。

(6) スウェーデン

スウェーデンでは、将来の研究開発を抑圧する恐れがあるため、定量的な許容基準を確立する試みはなされていない。ただし、許容基準の開発と作成は、安全当局と関係当局が責任を負うものとしており、基準に関して次のような点が議論されている。

* 許容基準はどのようなレベルに決定されるか

* 基準において確率の概念がどのように取扱われるか

* 低放射線量と集団線量がどのように取扱われるか

* 基準を適用すべき長期間の時間の長さはどのように取扱われるか

* 不確定性の概念はどのように取扱われるか

* 放射線防護のガイドラインの最低必要条件はどのように適用されるか。

また、放射性廃棄物管理に対する指針に関する論点は次の通りである。

* スウェーデン国内で処分されるものとする。

* 使用済燃料は一時貯蔵され、再処理せず最終処分されるものとする。

* 技術システムと施設は高度の安全基準と放射線防護基準に合致し、スウェーデン政府当局の要求を満足するものとする。

* 管理用システムは核分裂生成物質の管理についての諸要求を満足するよう設計される。

* すべての重要な点について、原子力発電利用世代で解決する。

* 広範囲な知識に基づいての処分場の設計は2000年まで実施しない。

* 必要な実施は、規制当局の継続的な吟味と評価および彼らが発行する命令書により指導されるものとする。

* 事業活動は公開とし、十分な公共的見識をもって遂行する。

(7) スイス*³⁾

スイスでは、操業期間中、既存の原子炉や他の原子力施設の基準を利用し、特別な基準は設けない。しかしながら、処分場閉鎖後の長期安全性という点で、新たに基準を作成する必要性が生じてきた。このため安全当局は1980年に、「ガイドラインR-21」という防護目標を定めた。以下に示す。

防護目標1

閉鎖された貯蔵所から生活圏に達する放射性核種が10mrem/yearを上回る個人線量をもたらすことがあってはならない。

防護目標2

貯蔵所はいつでも数年の間に閉鎖できるように計画されるべきである。閉鎖後は安全措置および監視措置の放棄が可能でなければならない。

(8) ベルギー

ベルギーでは、モルの原子力研究所の地下に広がるブーム粘土層を研究対象としており、原位置試験を含めた研究開発が進行中である。将来できればこの研究施設を拡張して処分場にしたい意向がある。まだ国の定めた安全目標はなく、ICRP46に従うようである。

7. 謝 辞

本報作成にあたり、いろいろと御助言を頂いた環境技術開発部地層処分開発室、佐々木憲明室長、湯佐泰久室長代理、原啓二主査、新井隆氏に感謝の意を表します。

8. 参考文献

- * 1 科学技術庁原子力局, ; 原子力ポケットブック 1990年度版, 日本原子力産業会議
1989年12月
- * 2 Committee on Waste Disposal, Division of Earth Sciences, Disposal of
Radioactive Wastes on Land, National Reserch Council Publication 519,
National Academy of Sciences (1957)
- * 3 エネルギー総合工学研究所, ; 高レベル放射性廃棄物の処理・貯蔵に関する調査報
告書, IAE-C8720-1, 1988年3月
- * 4 三菱商事株式会社, ; 主要国に於ける放射性廃棄物処分に係わる研究開発の状況調
査, PNC SJ4217 89-001, 1989年3月
- * 5 大林組, 鹿島建設, 清水建設, 大成建設, ; 処分場の建設に係わる設計条件の整備,
1988年 PNC SJ4449 88-001, 1988年4月
- * 6 Sandia National Laboratories; Nevada Nuclear Waste Storage Investigations
Preliminary Repository Concepts Report, 1984.
- * 7 URD地下環境工学部会資料, ; 最近の放射性廃棄物地下処分の動向, 1989年11月22
日
- * 8 動力炉・核燃料開発事業団 国際部, 海外原子力情報, No.115, 1990. 1.31, P84
(004-03 Inside NRC 1989.12.04, Inside Energy 12.04, Nuclear Fuel 12.11)
- * 9 Radioactive Waste Management Advisory Committee Second Annual Report, 1981
年5月
- * 10 エネルギー総合工学研究所, ; 日本に於ける地層処分コンセプトの評価研究報告書,
PNC SJ4521 89-001, 1989年5月
- * 11 PTB; Disposal of Radioactive Waste in the Federal Republic of Germany with
Particular Reference to Disposal in Salt Formations, 1983年
- * 12 AECL; The Canadian Nuclear Fuel Waste Management Program, 1983年
- * 13 Swedish Nuclear Fuel Supply Co/Division KBS; Final Storage of Spent Nuclear
Fuel-KBS-3, 1983年

- * 14 NAGRA;Project Gewähr 1985, 1985年
- * 15 ATOMIC ENERGY OF CANADA LIMITED, ;MANAGING CANADA'S NUCLEAR FUEL WASTES,
1989年 5月
- * 16 日本アイソトープ協会, ;ICRP publication 46 放射性固化体廃棄物処分に関する放射線防護の諸原則, 1987年10月
- * 17 Potier, J. M., ;DISPOSAL CONCEPTS FOR HLW AND TRU WASTE IN FRANCE, PROCEEDING OF THE 1989 JOINT INTERNATIONAL WASTE MANAGEMENT CONFERENCE Vol.2, PP411~416
- * 18 Closs, K. D., Papp, R., Bechthold, W., ;THERMAL, OPERATIONAL, AND ECONOMIC ASPECTS OF REPOSITORY DESIGN ALTERNATIVES, PROCEEDING OF THE 1989 JOINT INTERNATIONAL WASTE MANAGEMENT CONFERENCE Vol.2, PP417~425
- * 19 National Board for Spent Nuclear Fuel;NAK WP-CAVE Project Report on the Research and Development Stage (SKN Report 16), 1984~1985年
- * 20 INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, ;Safty series No60 Criteria for Underground Disposal of Solid Radioactive Waste, 1980年
- * 21 EPA, 40 CFR Part 191, "Environmental Standards for the Management and Disposal of Spent Nuclear Fuel, High-Level and Transuranic Radioactive Wastes", 1985年
- * 22 DOE, 10 CFR Part 960, "General Guidelines for the Recommendation of Sites for the Nuclear Waste Repositories", 1984年
- * 23 NRC, 10 CFR Part 60, "Disposal of High Level Radioactive Waste in Geologic Repositories" 1983年